

**YILDIZ TEKNİK ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

# **NÜKLEER ENERJİ, NÜKLEER ENERJİ SANTRALLERİ VE TÜRKİYE'DEKİ KONUMU**

**Elek.Müh. Barış Tayfun SESAL**

**F.B.E. Elektrik Mühendisliği Anabilim Dalı Elektrik Mühendisliği Programında  
Hazırlanan**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**Tez danışmanı: Doç. Dr. Nurettin UMURKAN**

95102

**İSTANBUL, 2000**

YILDIZ TEKNİK ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

# NÜKLEER ENERJİ, NÜKLEER ENERJİ SANTRALLERİ VE TÜRKİYE'DEKİ KONUMU

Elek.Müh. Barış Tayfun SESAL

F.B.E.Elektrik Mühendisliği Anabilim Dalı Elektrik Mühendisliği Programında  
Hazırlanan

## YÜKSEK LİSANS TEZİ

Tez savunma tarihi : 5 Temmuz 2000

Jüri üyeleri : Doç. Dr. Nurettin UMURKAN(Danışman-Y.T.Ü)

: Prof. Dr. Hüseyin ÇAKIR(Y.T.Ü)

: Doç. Dr. Hakan ÜNDİL(İ.Ü)

İSTANBUL, 2000

## İÇİNDEKİLER

	Sayfa
SİMGE LİSTESİ .....	i
KISALTMA LİSTESİ .....	iii
ŞEKİL LİSTESİ .....	iv
ÇİZELGE LİSTESİ .....	vi
ÖZET .....	vii
ABSTRACT .....	viii
1. GİRİŞ .....	1
1.1 Atom ve Radyoaktivlik .....	2
1.1.1 Bağlanma enerjileri .....	5
1.1.2 Kütle noksanlığı .....	6
1.1.3 Mermi taneciklerle bombardıman .....	9
1.2 Yüksek Gerilim Kaynakları .....	9
1.2.1. Basit çizgisel hızlandırıcılar .....	11
1.1.2 Çizgisel katlı hızlandırıcı .....	12
1.1.3 Siklotron .....	15
1.1.4 Betatron .....	16
1.1.5 Elektron ve proton senkrotonu .....	17
1.1.6 Çekirdek reaksiyonlarında tesir kesiti .....	18
1.3 Nükleer Fisyon .....	24
1.3.1 Zincir reaksiyonu .....	27
1.3.2 Zincir reaksiyonunun kontrolü .....	33
2. NÜKLEER SANTRALLER .....	33
2.1 Reaktör Tipleri .....	33
2.1.1 Termal reaktörün yapısı ve işleyişi .....	33
2.1.1 Hızlı reaktörün yapısı ve işleyişi .....	35
2.1.2 Homojen reaktör .....	37
2.1.3 Heterojen reaktör .....	37
2.2 Termal Reaktörler .....	39
2.2.1 Hafif su reaktörleri(LWR) .....	39
2.2.1.1 Basınçlı su reaktörleri(PWR) .....	40
2.2.1.1.1 Reaktör kabı .....	43
2.2.1.1.2 Reaktör kalbi .....	45
2.2.1.1.3 Reaktör soğutma pompaları .....	47
2.2.1.1.4 Buhar jeneratörleri .....	48
2.2.1.1.5 Basınç dengeleyici .....	50

2.2.1.1.6	Kimyasal ve hacim kontrol sistemi .....	51
2.2.1.1.7	Isıyı uzaklaştırma sistemi .....	52
2.2.1.1.8	Acil kalp soğutma devresi .....	52
2.2.1.1.9	Koruma kabuğu .....	53
2.2.1.1.10	Kontrol .....	54
2.2.1.1.11	Akışlar .....	55
2.2.1.2	Kaynar su reaktörleri (BWR) .....	55
2.2.1.2.1	Reaktör kabı ve iç yapısı .....	56
2.2.1.2.2	Reaktör kalbi .....	58
2.2.1.2.3	Acil kalp koruma sistemi .....	58
2.2.1.2.4	Koruma kabuğu .....	59
2.2.1.2.5	Kontrol .....	60
2.2.1.2.6	Akışlar .....	61
2.2.1.2.7	Güvenlik olayları .....	61
2.2.1.2.7.1	Termohidrolikler .....	61
2.2.1.2.7.2	PWR' daki LOCA .....	62
2.3	Hızlı reaktörler .....	67
2.3.1	Besleme kazanı .....	69
2.3.2	Nötron akısı ve tesiri .....	71
2.3.3	Sıcaklık ve reaktivite .....	74
2.3.4	Reaktivite katsayısı .....	75
2.3.5	Yakıt elemanları .....	76
2.3.6	İradyasyon etkileri .....	79
2.3.7	Fisyon ürünlerinin davranışı .....	80
2.4	Reaktör mühendisliği .....	82
2.4.1	Kalp içinde ısı transferi .....	82
2.4.2	İradyasyon etkileri .....	84
2.4.3	Yapısal malzemeler .....	84
2.4.4	Kalbin yapısı .....	87
2.4.5	İlk soğutucu .....	88
2.4.6	Buhar jeneratörleri .....	90
2.4.7	Güvenlik .....	92
2.4.8	Koruyucu sistemler .....	94
2.5	İngiliz Ağır Su Reaktörleri .....	94
2.5.1	Reaktör soğutma devresi .....	95
2.5.2	Buhar yoğunlaştırma ve besleme devreleri .....	98
2.5.3	Moderatör ve helyum battaniye devreleri .....	98
2.5.4	Acil kalp soğutma devresi .....	99
2.6	Gaz soğutmalı reaktörler (AGR) .....	100
2.6.1	Magnox reaktörleri .....	102
2.6.2	Geliştirilmiş gaz soğutmalı reaktör (AGR) .....	105
2.6.2.1	AGR santralleri .....	105
2.6.2.2	AGR güvenliği .....	109
3.	RADYASYON .....	112
3.1	Radyasyonun biyolojik etkileri .....	112



3.1.1	Radyasyonun çevreye verdiği zararlar .....	123
3.2	Nükleer artıklar .....	124
3.3	Önemli radyo-çekirdek gruplarının insana bulaşma yolları .....	129
3.3.1	Hava yoluyla insana bulaşma yolları .....	130
3.3.2	Tatlı su yoluyla insana bulaşma yolları .....	135
3.3.3	Deniz yoluyla insana bulaşma yolları .....	137
3.4	Nükleer artıkların idaresi .....	140
3.4.1	Yüksek seviyeli aktif artıkların idaresi .....	140
3.4.2	Alçak ve orta seviyeli artıkların idaresi .....	145
4.	NÜKLEER FÜZYON .....	148
4.1	Füzyon reaksiyonları .....	149
4.2	Laboratuardaki termonükleer reaksiyonlar ve plazma .....	151
4.3	Füzyon reaktörleri .....	160
5.	SONUÇLAR VE ÖNERİLER .....	171
KAYNAKLAR .....		188
ÖZGEÇMİŞ .....		191

## SİMGE LİSTESİ

a.k.b	Oksijen atomunun $1/16$ 'sına eşit olan ağırlık birimi(Atomik kütle birimi)
A	Atom numarası
Bq	Radyoaktiflik ölçü birimi(Yeni birim-Becquerel = $\{1 / 3,7.10^{10}\}$ Ci)
$B_\phi$	Torodial manyetik alan
$B_\theta$	Polodial manyetik alan
c	Işık hızı
C	Yük birimi(Coulomb)
Ci	Radyoaktiflik ölçü birimi(Eski birim-Curie)
D-T	Döteryum-Trityum
D-D	Döteryum-Döteryum
e	Hızlı nötron faktörü
eV	1 voltluk potansiyel farkı altındaki elektronun kazandığı kinetik enerji
E	Kütle noksanlığı
f	Fisyona sebep olan nötronların ısı nötronlara oranı
g	gram
Gy	Yutulan radyasyon doz birimi(Yeni birim-Gray = 100rad)
J	Enerji birimi olan Joule
k	Çarpışma faktörü
$m_p$	Protonun kütlesi
$m_N$	Nötronun kütlesi
M	Çekirdeklerin gerçek kütlesi
MW(e)	MW'lık elektriksel güç
MW(t)	MW'lık ısı gücü
$n_D$	$1 \text{ m}^3$ 'teki döteryum sayısı
$n_T$	$1 \text{ m}^3$ 'teki trityum sayısı
N	Plazma yoğunluğu
p	Kaçak rezonans olabilirliği
q	Güvenlik faktörü
r	Yarıçap
rem	Doku tarafından yutulan radyasyon doz birimi(Eski birim-roentgen-equivalent man)
Rad	Yutulan radyasyon doz birimi(Eski birim)
Sv	Doku tarafından yutulan radyasyon doz birimi(Yeni birim-Sievert = 100rem)
x-ışını	$1 \text{ mm}$ 'lik ışığın milyonda biri olan elektromanyetik radyasyon
v	İki parçacığın birbirlerine göre hızları
$V_{th}$	Termal hız
$V_\perp$	B manyetik alanına enine olan hız
$V_\parallel$	B manyetik alanına paralel hız
Z	Kütle numarası
$\alpha$	Bozunumda çekirdekten yayılan pozitif yüklü He çekirdeği
$\beta$	Bozunumda çekirdekten yayılan negatif yüklü elektronlar
$\gamma$	$\alpha$ veya $\beta$ bozunumu sonucunda $10^{-15}$ saniye içinde yayılan yüksek enerjili elektromanyetik radyasyonlar
$\Delta m$	Kütle farkı
$\phi$	Nötron akısı
$\phi^*$	Nötron tesiri
$\sigma$	Yutma tesir kesiti
$\sigma_S$	Epitermal nötronların dağılım kesiti
$\sigma_a$	Termal nötronların dağılım kesiti

$\eta$	Fisyon sonrası üretilen hızlı nötronların ortalama sayısı
$\tau$	Tutulma süresi
$\tau_i$	Plazmanın mukavemetli kaplaması
$\beta^*$	Plazma kinetik basıncının manyetik alan basıncına oranı



## KISALTMA LİSTESİ

ASAA	Alçak Seviyeli Aktif Artıklar
ADS	Basınç dengeleme sistemi
AGR	Advanced Gase-cold reactor(Geliştirilmiş gaz soğutuculu reaktör)
AM	Alveolar Macrophage(Gözenekli makrofaj)
BAL	Broncho Alveolar Lavage
BWR	Boiling-Water Reactor(Kaynar su reaktörü)
CERN	Avrupa parçacık fiziği araştırma merkezi
CHF	Critical Heat Flow(Kritik ısı akışı)
CPR	Critical Power Ratio(Kritik güç oranı)
CVCS	Chemical and Volume Control System(Kimyasal ve hacim kontrol sistemi)
DNA	Deoksiribo Nükleik Asit
DOE	Department Of Energy(Enerji bölümü)
ECCS	Emergency Core Cooling System(Acil kalp soğutma sistemi)
FISH	Fluorescence İn Situ Hybridization
HPIS	High Pressure Injection System(Yüksek basınç enjeksiyon sistemi)
HPSS	Yüksek basınç sprej sistemi
HWR	Heavy Water Reactor(Ağır su reaktörleri)
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International-Commission on Radiation Protection
JET	Avrupa Birliği
LET	Linear Energy Transfer(Lineer enerji transferi)
LOCA	Loss Of Coolant Accident(Soğutma kaybı kazası)
LPCI	Low Pressure Cold Injection(Düşük basınç soğutma enjeksiyonu)
LPCS	Low Pressure Core System(Düşük basınç kalp sistemi)
LPIS	Low Pressure Injection System(Alçak basınç enjeksiyon sistemi)
LWR	Light Water Reactor(Hafif su reaktörü)
NRC	Nuclear Regulatory Commission(Nükleer mevzuat komisyonu)
OSAA	Orta Seviyeli Aktif Artıklar
PSS	Parça Soğutma Suyu
PWR	Pressured-Water Reactor(Basınçlı su reaktörü)
RBMK	Çernobil güç reaktörü
RE	Rejeneratif Eşanjör
RESA	Radyasyon erken uyarı sistemi
RNA	Reoksiribo Nükleik Asit
SS	Salmastra Suyu
TAEK	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
TEAŞ	Türkiye Elektrik üretim iletim A.Ş
TNT	Dinamit lokumu
TRU	TRansUranyum element
WHO	World Healty Organization(Dünya sağlık örgütü)
YSAA	Yüksek Seviyeli Aktif Artıklar

## ŞEKİL LİSTESİ

Sayfa

Şekil 1.1	Radyoaktif ışıma çeşitlerinin bulunması için yapılan deney düzeneği .....	3
Şekil 1.2	Elementlerin nükleon başına düşen bağlanma enerjileri .....	6
Şekil 1.3	Van de Graff üretici .....	10
Şekil 1.4	Katlı lineer hızlandırıcı .....	12
Şekil 1.5	Siklotronun şeması.....	13
Şekil 1.6	Atom çekirdeğinin sıvı damlası modeli .....	19
Şekil 1.7	Bir nötronun çekirdekle elastik olmayan çarpışması .....	20
Şekil 1.8	Elastik çarpışma sonucunda, nötron ile hedef çekirdek arasındaki etkileşim .....	21
Şekil 1.9	$U_{235}$ 'in fisyon periyodu.....	23
Şekil 1.10	Fisyon ürünü kütle kazancı.....	24
Şekil 1.11	Nötron enerji dağılım spektrumu .....	25
Şekil 1.12	Fisil izotopların fisyon sonucunda ürettiği nötronlar .....	27
Şekil 1.13	Çeşitli k değerlerindeki nötron artışı .....	28
Şekil 2.1	Su sıcaklığı ve doyma durumundaki basınç.....	40
Şekil 2.2	Basınçlı su reaktörü (PWR).....	41
Şekil 2.3	PWR reaktörlerindeki basınç kabı örnekleri .....	42
Şekil 2.4	PWR reaktörünün reaktör kabı ve soğutma sistemi .....	44
Şekil 2.5	PWR reaktörünün yakıt grupları .....	46
Şekil 2.6	Westinghouse PWR reaktöründe 1. devrenin soğutma suyunu sirküle eden pompa .....	47
Şekil 2.7	PWR santralinin birinci devresindeki soğutma bağlantıları .....	48
Şekil 2.8	Westinghouse ters U-tüplü buhar jeneratörü .....	49
Şekil 2.9	1300MW(e) gücündeki EDF tipli PWR santralinin kimyasal ve hacim kontrol sistemi.....	52
Şekil 2.10	PWR reaktörünün koruma kabuğu .....	54
Şekil 2.11	Kaynar su reaktörü(BWR) .....	55
Şekil 2.12	BWR reaktörünün soğutma devresi .....	57
Şekil 2.13	MARKIII-BWR reaktörünün koruma kabuğu içindeki ECCS sistemi .....	59
Şekil 2.14	BWR reaktörünün koruma kabuğu .....	60
Şekil 2.15	PWR tipindeki bir santralde dış güvenlik kabuğu dış sistemi .....	64
Şekil 2.16	1000MW(e) gücündeki bir GE-BWR santralinin basınç düşürme devresi .....	65
Şekil 2.17	Hızlı reaktörün koruma kabuğu .....	68
Şekil 2.18	Sodyum-grafit reaktörü .....	69
Şekil 2.19	$U_{235}$ ve $Pu_{239}$ elementlerinin fisyon sonucunda ürettikleri nötron sayısı( $\eta$ ) .....	70
Şekil 2.20	Hızlı reaktörde nötron akısı( $\phi$ ) ve nötron tesiri .....	72
Şekil 2.21	Kontrol çubuğu içinden geçen, çap uzunluğunda gösterilen reaktör kalbi içindeki güç ve akı değişimleri .....	73
Şekil 2.22	$U_{235}$ 'in fisyon kesiti .....	74
Şekil 2.23	Bükülen yakıt elemanların etkisi .....	75
Şekil 2.24a	Yakıt elemanı .....	78
Şekil 2.24b	Radyasyona maruz kalmış yakıt elementinin kesiti.....	78
Şekil 2.25	Yakıt elemanındaki plütonyumun yarıçapsal göçü .....	80
Şekil 2.26	İradyasyon sonrası fisyon ürünlerinin dağılımı .....	82
Şekil 2.27a	Yakıt elemanının alt grupları .....	88
Şekil 2.27b	Hızlı reaktör kalbindeki yakıt dizilişi.....	88
Şekil 2.28	Loop-hızlı reaktörü .....	89

Şekil 2.29	Buhar jeneratörü dizaynları .....	91
Şekil 2.30	Pool-hızlı reaktörün kapatılmasından sonra bile görülen yüksek sıcaklık .....	93
Şekil 2.31	SGHWR reaktörünün şerit ve kanal grupları .....	95
Şekil 2.32	SGHWR reaktöründe birinci devrenin koruma kabuğu .....	96
Şekil 2.33	SGHWR reaktörünün birinci devresi .....	97
Şekil 2.34	SGHWR reaktörünün besleme devresi.....	98
Şekil 2.35	SGHWR reaktörünün ECCS sistemi .....	100
Şekil 2.36	Hinkley A santralindeki reaktör ve gaz devresi .....	103
Şekil 2.37	300MW(e) gücündeki Magnox reaktörü .....	104
Şekil 2.38	Hinkley AGR reaktörü .....	106
Şekil 2.39	Hinkley AGR reaktörünün gaz akış diyagramı .....	108
Şekil 2.40	Hinkley AGR reaktörünün ana buhar devresi .....	109
Şekil 3.1	Yüksek ve düşük LET radyasyonları .....	113
Şekil 3.2	Yüksek ve düşük LET radyasyonlarının hücrelere etkisi .....	114
Şekil 3.3	300rems'lik akut doza maruz kalan kan miktarı .....	117
Şekil 3.4	Reaktörden havaya sızan radyoaktif malzemelerin insana bulaşma yolları .....	131
Şekil 3.5	Atmosferdeki sıcaklık düşüş profilleri .....	132
Şekil 3.6	Atmosferik sıcaklık koşullarına göre duman bulutu şekilleri .....	134
Şekil 3.7	Nehirler veya göller yoluyla insana bulaşma yolları .....	136
Şekil 3.8	Deniz yoluyla insana bulaşma yolları .....	138
Şekil 3.9	Türkiye için mümkün olan yakıt çevrimi alternatifleri .....	145
Şekil 4.1	Çekirdekler arasındaki uzaklık ile coulomb potansiyel enerjisinin değişimi .....	148
Şekil 4.2	D-T ve D-D füzyon reaksiyonlarının gerçekleştirilebilmesi için sıcaklığa bağlı olan $f(T)$ fonksiyonu-Lawson kriteri .....	152
Şekil 4.3	Basit bir manyetik ayna kapanı .....	154
Şekil 4.4	Manyetik alana eklenmiş olan B bobinli ayna kapanı .....	155
Şekil 4.5	Demir çekirdekli tetiklemeli transformatör ve deşarj-tüp torusundan oluşan torodial pinch etkisi .....	156
Şekil 4.6	Silindrisel pinch deşarjı ve tipik kararlılıklar .....	157
Şekil 4.7	Levitron geometrisi .....	158
Şekil 4.8	Stellarator geometrisi .....	159
Şekil 4.9	Ataletli füzyon fikri .....	159
Şekil 4.10	Füzyon reaktörü battaniye dizaynı .....	163
Şekil 4.11	Culham tokamak reaktör fikri .....	164
Şekil 4.12	a-) Culham tokamak reaktörünün yapısal bileşenleri b-) Culham tokamak reaktöründeki helyum soğutmalı battaniye dizaynı.....	165
Şekil 4.13	Tandem ayna reaktörü .....	166
Şekil 4.14	Tandem ayna reaktörünün battaniye modülü .....	166
Şekil 4.15	KFA Jülich tarafından tasarlanan lazer füzyon dizaynı(Satürn) .....	167
Şekil 5.1	Dünyada enerji üretimi için kullanılan kömür tüketimi .....	171
Şekil 5.2	Dünyada enerji üretimi için kullanılan hidroelektrik enerji tüketimi .....	172
Şekil 5.3	Dünyada enerji üretimi için nükleer enerji tüketimi .....	173
Şekil 5.4	Türkiye'de yıllara göre toplam enerji tüketim eğrisi .....	178
Şekil 5.5	Türkiye'de yıllara göre kişi başına enerji tüketim eğrisi .....	178
Şekil 5.6	Türkiye'de yıllara göre sektörel enerji tüketimi .....	179
Şekil 5.7	Türkiye'de yıllara göre net üretim ile brüt tüketim .....	180
Şekil 5.8	Türkiye'nin ülke potansiyeli .....	181

## ÇİZELGE LİSTESİ

Sayfa

Çizelge 1.1	Atomun bileşenleri .....	2
Çizelge 1.2	Fisyon sonucu oluşan fisyon ürünleri ve enerjileri .....	22
Çizelge 1.3	Termal nötronlar için bazı element kesitleri .....	26
Çizelge 1.3	Termal nötronlar için bazı element kesitleri .....	26
Çizelge 2.1	Çeşitli reaktör tiplerine ilişkin yakıt moderatör ve verim durumları .....	39
Çizelge 2.2	Reaktör kazalarını engelleme önlemleri .....	66
Çizelge 2.3	Bazı soğutucu gazların özellikleri .....	101
Çizelge 3.1	Bütün vücut akut radyasyon dozlarının olası erken etkileri .....	116
Çizelge 3.2	Leukameia için risk katsayıları .....	117
Çizelge 3.3	Radyasyona maruz kalmış kişilerde tiroit kanseri risk tahminleri .....	119
Çizelge 3.4	1933'de Argon radyum çalışmasındaki sarcomas ve carcinomas .....	120
Çizelge 3.5	Düşük LET değerli radyasyona maruz kalmış $10^4$ insanda tahmin edilen kalıtsal etkiler ve doğum sonuçları .....	121
Çizelge 3.6	ICRP'nin radyasyondan korunmak için risk tahminleri .....	123
Çizelge 3.7	Tavsiye edilen yıllık eşdeğer doz sınırları .....	123
Çizelge 3.8	Bazı metal aktivasyon ürünlerinin özellikleri .....	126
Çizelge 3.10	Çekirdek gruplarının bulaşma yolları .....	130
Çizelge 3.11	Toprağa geçen radyoaktifliğin insana bulaşma yolları .....	135
Çizelge 3.12	Reaktörde oluşan bazı radyoaktif elementler .....	139
Çizelge 4.1	ARIES ekibi tarafından yapılan deneyde kullanılan tokamak reaktör adayları..	168
Çizelge 5.1	Türkiye'de yıllara göre sektörsel enerji tüketimi .....	179
Çizelge 5.2	Türkiye'nin enerji potansiyeli .....	181



# **NÜKLEER ENERJİ, NÜKLEER ENERJİ SANTRALLERİ VE TÜRKİYE'DEKİ KONUMU**

**Barış Tayfun SESAL**  
**Elektrik Mühendisliği, Yüksek Lisans Tezi**

Nükleer enerji, nükleer enerjiyle elektrik enerjisi üreten fisyon santralleri, fisyon santrallerine alternatif olarak düşünülen ve halen araştırma aşamasında olan füzyon santralleri, dünyadaki nükleer enerji kullanımı, Türkiye'nin artan enerji talebini karşılamak üzere kurulabilecek olan santral çeşitleri ve Akkuyu'da kurulması planlanan fisyon santrali incelenmiştir. Belirtilenlerin yanı sıra bu santrallerden çevreye yayılan radyoaktif artıklar, artıkların insana bulaşma yolları ve ulaşan radyasyon dozları, radyoaktif artık idaresi konuları da ele alınmıştır.

Enerji Bakanlığı verilerine göre, 1980 ile 1998 yılları arasında toplam enerji tüketimi ortalama olarak % 8,48 oranında artarak 87931 MW'lık değere ulaşmıştır. 1998 yılı için 105499 MW değerindeki net enerji üretiminin, 108798 MW değerindeki brüt enerji tüketimini karşılayamaması sebebiyle 3299 MW değerindeki enerji açığının dış ülkelerden alınarak dengelendiği belirlenmiştir.

Artan enerji ihtiyacının karşılanması amacıyla hükümetimiz tarafından Mersin ilinin Akkuyu kasabasında fisyon santrali kurma kararı alınmış ve bunun sonucu olarak uluslararası bir ihale açılmıştır.

**Anahtar kelimeler:** Nükleer enerji, fisyon santralleri, radyoaktif artıklar, füzyon santralleri, Akkuyu

**JÜRİ:**

**Doç. Dr. Nurettin UMURKAN(Danışman)**  
**Prof. Dr. Hüseyin ÇAKIR**  
**Doç. Dr. Hakan ÜNDİL**

**Kabul tarihi: 5.7.2000**  
**Sayfa sayısı: 191**



# **NUCLEAR ENERGY, NUCLEAR ENERGY PLANTS AND SITUATION IN TURKEY**

**Barış Tayfun SESAL**  
**Electric Engineering, M.S. Thesis**

**Investigation of nuclear energy, nuclear fission power plants producing electrical energy fussion power plant which are alternative of energy sources and still under research, Nuclear energy consumption of the world available plant types to meet energy need of Turkey and fission power plant which is planned to built (Plant) on Akkuyu is aimed. In addition, contamination of radioactive wastes from power plant, the way of infection and amount of infective doses, handling of radioactive wastes are also examined.**

**According to the reports of ministry of energy, During 1980-1998 average total energy consumption is increased by the ratio of % 8,48 and reached 87931 MW. The net production of 105499 MW energy in 1998 couldn't meet the value of 108798 MW which is the total energy consumption for this year. As a result of the deficiency needed amount of energy which is 3299 MW is obtained from other countries.**

**For Meetry increasing energy need of Turkey government decided to plant a fission power plant at Akkuyu (Mersin) arranged and international adjudication.**

**Keywords: Nuclear energy, fission power plant, radioactive wastes, fussion power plant, Akkuyu**

## **JURY:**

**Doç. Dr. Nurettin UMURKAN(Supervisor)**  
**Prof. Dr. Hüseyin ÇAKIR**  
**Doç. Dr. Hakan ÜNDİL**

**Date: 5.7.2000**  
**Page: 191**

## 1. GİRİŞ

Son zamanlardaki elektrik kesintileriyle gündeme gelen enerji darboğazının aşılması için hükümetimiz tarafından Mersin ilinin Akkuyu kasabasında bir nükleer enerji santrali kurulma kararı alınarak ihale açılmıştır.

İhale açılması sebebiyle toplumda nükleer enerji santralinin kurulma kararına karşı büyük bir tepki doğmuştur. Doğal olarak bu tepkinin sebepleri; Çernobil kazasının çevreye verdiği zarar ve psikolojik etki, bazı ülkelerin sistemli olarak nükleer santrallerini kapatma kararı alması, nükleer enerji santrallerden çevreye yayılan radyoaktif artıklar, santral yeri olan Akkuyu'nun deprem bölgesi üzerinde olması, şimdi yapımına başlansa bile en erken 4 ile 5 sene içinde yapımı bitecek olan santralin maliyeti vb. sayılabilir. Ancak, çok az kişinin bu konular hakkında bilgisi bulunmaktadır.

Bu amaçla tez içinde; nükleer enerji kavramı, nükleer enerjiyle elektrik üretimi sağlayan fisyon santralleri, bu santrallerden yayılan radyoaktif artıkların çevreye verdikleri zarar, insanlara ulaşan radyasyon dozları ve nükleer enerjiyle elektrik üretiminin bir diğer kolu olan halen araştırma aşamasında olan füzyon enerjisi gibi konular incelenmiştir.

Ayrıca; ülkemizin içinde bulunduğu enerji darboğazı 1998 yılı Enerji Bakanlığı raporu verileriyle incelenerek ülkemiz potansiyeliyle nasıl aşılabileceği araştırılmıştır.

## 1.1 Atom ve Radyoaktivlik

Doğadaki bütün materyaller bir veya birden fazla basit eleman içerir. İki veya daha fazla eleman bir maddeyi oluşturmak için birleştiği zaman, bu birleşim bileşik adını alır. Elementler bilinen kimyasal metotlar ile daha basit maddelere ayrıştırılamaz veya bölünemezler.

Atom; merkezinde çekirdek ve çekirdeğin etrafında bulunan ve sürekli hareket eden elektronlardan oluşur. Çekirdek içinde, çok kuvvetli olarak bağlanmış bulunan proton ve nötron olarak bilinen küçük parçacıklar bulunur. Nötronlar yüksüz olup proton, pozitif(+) elektriksel yük taşır. Çekirdek etrafında dönen elektronlar negatif(-) elektriksel yüke sahip olmasına karşın yörünge çapları çekirdek çapından çok büyüktür. Çizelge 1.1' de atomun bileşenleri gösterilmiştir.

Parçacık	Elektrik yükü	Kütle
Proton	$+1,6 \cdot 10^{-19} \text{ C}$	$1,673 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$
Nötron	0	$1,675 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$
Elektron	$-1,6 \cdot 10^{-19} \text{ C}$	$9,109 \cdot 10^{-31} \text{ kg}$

Çizelge 1.1 Atomun bileşenleri(Çakır, 1994)

Atom, çekirdeğindeki proton sayısı ile veya çekirdeğin etrafında dönen elektronların sayısı ile, atom numarasıyla(Z) ve çekirdekteki proton ve nötronların toplamı ise elementlerin kütle numarasıyla(A) ifade edilir. Atom ağırlıkları; bir oksijen atomunun ağırlığının 1/16 'ine eşit olan birim kütleli atom kütle birimiyle verilir.

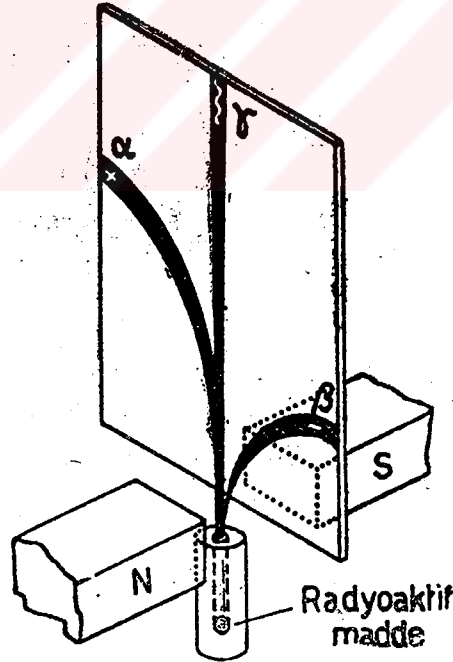
Çekirdeğindeki nötronları aynı ancak kütle numaraları farklı olan elementlere izotop adı verilir. Yani, atom numarası(A) aynı, kütle numarası farklıdır(Z).

Doğadaki 92 element yaklaşık 300 izotopik biçimde oluşur. Bu izotopların 40 tanesi kararsızdır. Kararsızlık; bileşke çekirdeğin bölünebileceğini ifade eder. Bileşke çekirdek kendiliğinden ışınlar yayabildiğinden radyoaktiftir ve kararlı hale ulaşmaya kadar radyasyon veya parçacıklar şeklinde enerji yayar. Parçacık yayılımı, tek bir nükleon(proton veya nötron) veya parçacık bombardımanı ile yeterli enerji taşınırsa birden çok nükleon şeklinde görülebilir. Bileşke çekirdekteki aşırı enerji nükleonu kopartacak yeterli bir enerjiye sahip değilse; enerjisini gama ışınları şeklinde yayar. Bu olaya radyoaktif bozunum adı verilir.

Proton sayısı ve nötron sayısı çift olan çekirdekler doğada en kararlı ve bol çekirdeklerdir. Proton sayısı çift, nötron sayısı tek çekirdekler ve proton sayısı tek, nötron sayısı çift olan çekirdekler ise daha az bollukta ve kararlılıktadır. Proton sayıları ve nötron sayıları tek olan çekirdeklerin de çok azı kararlıdır. Buna göre; plütonyumun yukarıdaki atom numaralı elementler( $Z=84$ ) doğada kararsız şekillerde bulunmasına karşın, Talyum, kurşun ve bizmut büyük ölçüde kararlıdır. Talyumun aşağıdaki atom numaralı elementler kararlı olup radyoaktif izotopları yapay olarak üretilir. Yapay radyoaktif izotopların çoğunluğu, negatif(elektron) veya pozitif(pozitron, kütlesi elektronun kütlesine eşit fakat yükü pozitif olan parçacıklar)  $\beta$  parçacıklarının yayılması ile bozunur. Pozitron, kütlesi elektronun kütlesine eşit fakat yükü pozitif olan parçacıklardır.

Bozunumda kararsız bir çekirdekten;  $\alpha$  veya  $\beta$  parçacıkları uzaklaştırılarak, nötrino ve gama ışınları yayılır. Bunların daha iyi anlaşılması için şöyle bir deney yapılmıştır:

Radyoaktif madde, ışınların geçmesine olanak sağlayan ağız bulunan küçük bir kurşun yuvarının içine konur ve ışın demeti manyetik alanın etkisi altına alınır(şekil 1.1).



Şekil 1.1 Radyoaktif ışın çeşitlerinin bulunması için yapılan deney(Ilgım, 1979)

Işınların bir kısmı pozitif yüklü taneciklerin sapacağı yönde sapar. Sapan bu ışınlar, ışık hızının yaklaşık  $1/10$ 'u,  $2 \times 10^9$  cm/s'lik bir hızla radyoaktif izotopların çekirdeğinden yayılan pozitif yüklü

olan parçacıklardır ve  $\alpha$  parçacıkları olarak adlandırılırlar.  $\alpha$  parçacığı; iki protona ve hidrojen atomunun kütlesinden 4 kat fazla kütleye sahip olmasından dolayı, He çekirdeği olarak bilinir. İki pozitif yüke sahip bu çekirdekler, hava içinde yol alırken yörüngelerinin cm'si başına 20-40 bin iyon meydana getirir. Bir iyon çiftinin meydana gelmesi için  $32,5\text{eV}$  ( $1\text{eV} = 1.6 \times 10^{-9}$  Joule) kadar bir enerji gerektiğinden dolayı,  $\alpha$  parçacıkları enerjilerini kısa yörüngeler üzerinde harcar. Bu parçacık, diğer radyasyon tipleriyle karşılaştırıldığında çok büyük bir delip geçme gücüne sahip olmadığı için, parçacığın geçişi herhangi bir zırhla engellenebilir.

İkinci bir grup ışın,  $\alpha$  ışınlarının saptığı tarafın tersine sapar. Bunlar; elektriksel yükü negatif, hızı ışık hızına eşit ve kütlesi de elektronun kütlesiyle aynı olan bir parçacıklardır.  $\beta$  parçacıkları olarak adlandırılırlar.  $\beta$  parçacıkları, kütlesi çok küçük olan elektronlardır. Havada cm yörünge boyu başına 50-100 kadar iyon meydana getirirler. Bu parçacık,  $\alpha$  parçacığına göre daha büyük bir delip geçme özelliğine sahip olduğundan dolayı, kalın bir zırha ihtiyaç vardır.

$\beta$  parçacıkları; bir nötronun, proton ve elektrona kendiliğinden dönüşmesi sonucu oluşur. Bir nötron dönüşürken; elektron, proton ve belirlenmesi çok zor olan yüksüz ve maddenin içinden tamamen geçebilen nötrino yayımlanır. Bu nedenle;  $\beta$  parçacığının uzaklaştırılması çekirdeğin bir nötron kaybettiğini, bir proton kazandığını ifade eder.

Üçüncü grup ışın manyetik alandan etkilenmediğinden  $\gamma$ (gama) ışınları olarak adlandırılırlar. Gama ışınları, x-ışınlarından daha kısa dalga boylu ve yüksek enerjili elektromanyetik radyasyonlardır.  $\alpha$  parçacığı veya  $\beta$  parçacığı radyoaktif bir çekirdekten atıldığı zaman kararlı küçük çekirdek uyarılmış durumda hareketsiz olduğundan, uyarılma enerjisinin sıfır enerji seviyesine ulaşabilmesi için  $10^{-15}$  sn. süresince gama radyasyonu yayılır. Bu ışınların delip geçme özellikleri çok yüksek olduğundan dolayı, daha kalın bir zırha gerek vardır.

Radyoaktif bozunum, zaman ile exponansiyel olarak(atomların sayısı ile orantılı olarak) değişir. Bozunum oranını ölçmek için sabit bir yarı ömür kullanılır. Yarı ömür terimi, radyoaktif bir maddenin başlangıçta var olan atomlarının yarısının parçalanması için geçen zamanı ifade eder. Bazı elementler, yarı ömrünü tamamlasa bile kararlı hale geçemez ve radyoaktif olan başka bir çekirdeğe dönüşür. Doğada sayıları kırkı bulan ve bundan başka, toryum, uranyum, aktinyum gibi elementler bunlara örnektir. Dönüşümde; Toryum, toryum ile, uranyum,  $U_{238}$  izotopundan(doğal

uranyumun %99,3 'üdür) ve aktinyum serisi de  $U_{235}$  ile başlar. Bir seri  $\alpha$  veya  $\beta$  parçacıkları yayımlayarak kararlı bir çekirdeğe dönüşür.

Radyoaktif bozunuma uğrayan maddenin bir ışıma şiddeti vardır ve bu ışıma şiddeti özellikle birim zaman içinde bozunan atomların sayısına bağlıdır. Radyoaktif bir maddenin aktivitesi adı verilen bu olay, radyoaktif çekirdeklerin sayısı ile bozunma sabitinin çarpımına eşittir ve curie ile ifade edilir.(curie; radyoaktif maddenin saniye başına  $3,7 \cdot 10^{10}$  bozunma miktarına eşittir)

### 1.1.1 Bağlanma enerjileri

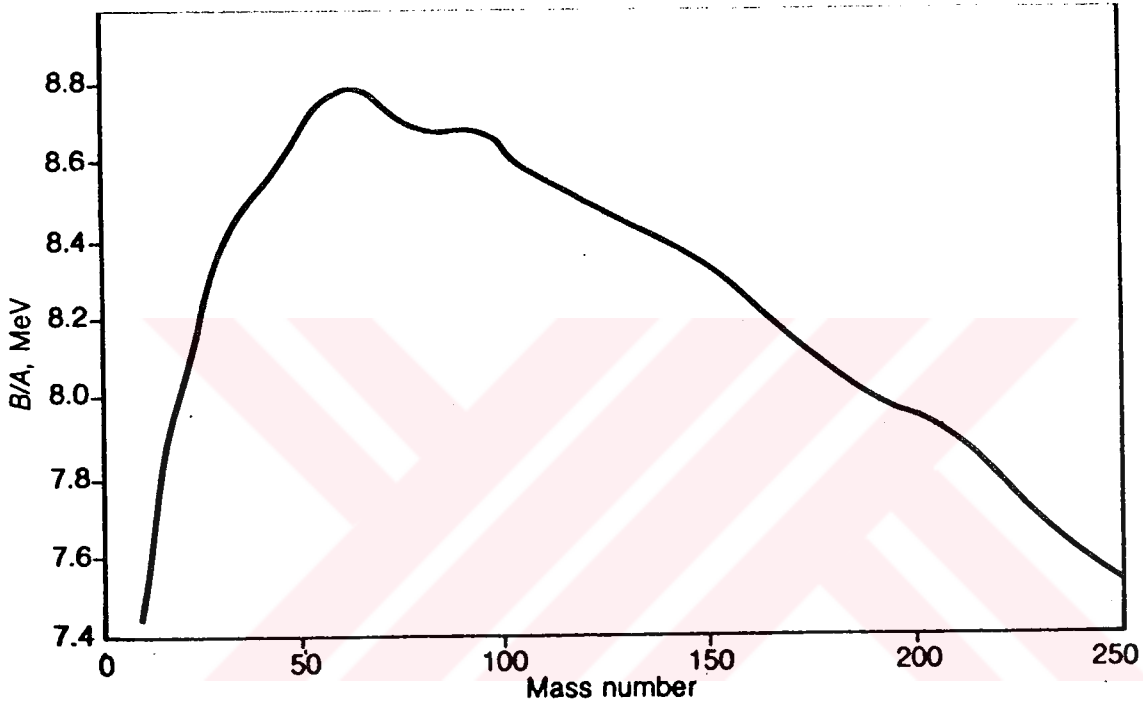
Atom çekirdeğinin, merkezinden yaklaşık olarak  $10^{-12}$  cm uzaklıkta yarıçapsal bir elektriksel alanı olduğunu ve burada coulomb kanunun geçerli olduğunu biliyoruz. Coulomb kanuna göre,  $e_1 \cdot e_2 \propto r^2$  ifadesi itme kuvvetine eşittir.  $e_1$  ile  $e_2$ , parçacıkların elektrik yüklerini  $r$  ise, parçacıklar arasındaki uzunluğu göstermektedir. İki aynı yüklü parçacığı  $r$  mesafesine getirmek için gerekli enerji miktarı ise  $e_1 \cdot e_2 \propto r$  ile orantılıdır. Bir  $\alpha$  taneciğinin atom çekirdeğinin yakınına gelmesiyle neler olduğuna bir göz atalım.  $\alpha$  taneciğinin atom çekirdeğine yaklaşmasıyla, elektriksel alan içinde pozitif yüklü olan çekirdek bu taneciği iter. Çekirdek merkezi ile tanecik arasındaki uzaklık azaldıkça coulomb itmesi artar. Dolayısıyla taneciğin çekirdeğe daha fazla yaklaştırılması için daha büyük bir enerji gerekir. Eğer enerjisi, çekirdeğin içerdiği pozitif yük miktarı ile doğru orantılı olan Coulomb bariyerini geçmeye yetecek kadarsa, çekirdek içine girer ve enerji dengesini bozarak çekirdek reaksiyonuna sebep olur. Böylece nükleer enerji açığa çıkar.

Çekirdeklerin bağlanma enerjileri nükleer kararlılığın bir ölçümüdür. Çünkü kararlılık, çekirdeği oluşturan parçacıkların birbirlerine ne denli sıkıca bağlı olduklarının bir ölçüsüdür. Şekil 1.2'de gösterildiği gibi; çekirdeklerin parçacık başına düşen ortalama bağlanma enerjilerine bakıldığında, en kararlı çekirdeğin atom ağırlıklarının demir, nikel, kobalt gibi 60 civarında olduğu ve en kararsız çekirdeklerin atom ağırlıklarının 200 ile 250 arasında olduğu görülmektedir. Bağlanma enerjileri az olan bu ağır çekirdekler, parçacık bombardımanı ile kararlı bir çekirdek haline dönüştürülebilir.(Nükleer fisyon)

Bağlanma enerjileri demirden daha az olan hafif çekirdekler ise, ancak, başka çekirdeklerle bir araya gelerek daha kararlı bir çekirdek oluşturabilir(Nükleer füzyon). Bir çekirdeğin bağlanma enerjisi;

$$\text{Bağlanma enerjisi} = 931[Zm_p + (A-Z)m_n - M] \quad (1.1)$$

formülüne göre hesaplanabilir. (1.1) eşitliğinde;  $m_p$ ; protonun kütlesini 1,00758akb,  $m_n$ ; nötronun kütlesini 1,00897akb,  $M$ ; çekirdeklerin gerçek kütlesini,  $Z$ ; proton sayısını(atom numarası), $A$ ; kütle numarasını(nükleon sayısı) ve  $A-Z$  de; nötronların sayısını ifade eder.



Şekil 1.2 Elementlerin nükleon başına düşen bağlanma enerjileri(Marshall, 1983a)

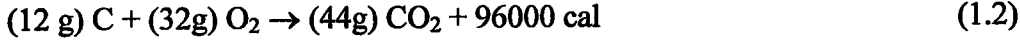
### 1.1.2 Kütle noksanlığı

Bir çekirdeğin kütlesi, içindeki proton ile nötronların toplam kütesinden daha azdır. Örneğin  $m_p$  ve  $m_n$  için 2 proton ve 2 nötrondan oluşan  ${}^4_2\text{He}$  çekirdeğinin kütle değerinin  $2 \cdot (1,007277) + 2 \cdot (1,008665) = 4,031884\text{akb}$  olması gerekir. Halbuki, ölçü sonucu olan değer 4,001503akb'dir. Öyle ise helyum çekirdeğinin kütle değeri bunu oluşturan elemansal parçacıkların toplam kütle değerinden  $0,030381\text{akb} (\approx 5 \cdot 10^{-26} \text{ g; esas kütleinin yaklaşık } 0,75 \% \text{ si kadar})$  daha küçüktür. Bu sebeple ortaya çıkan kütle farkına kütle noksanlığı denir.

Atomlar, elektronlar veya moleküllerinin dizilişindeki değişikliklerle ilgili olan kimyasal reaksiyonlarda kütleinin çok küçük bir miktarı enerjiye dönüşmesine karşın, nötronlar, protonlar,



elektronlar ve gama ışınlarının etkisine bağlı olan nükleer reaksiyonlarda kütleinin büyük miktarı enerjiye dönüşür. Örneğin kömürün yanması ile karbondioksit meydana gelmesi kimyasal olayı;



şeklindeir. (1.2) eşitliğine göre; 1 atom - gram karbonun yanmasından yaklaşık olarak 96000 kalorilik ısı enerjisi açığa çıkar ve bu da 1 gram kömür için 8000 kaloriye karşılıktır. Yani; reaksiyonun birinci yanına göre, ikinci yanda meydana gelen CO<sub>2</sub> yapısındaki elektron sistemleri ve bu sistemlerin karşılıklı durumlarının 96000 kalori kadar daha az enerjili olduğu anlamına gelir.

Yanma olayının enerji basamağını milyonlarca defa aşan, çekirdek içi kuvvetlere bağlı olan bu enerjiler çekirdek değişmelerinden doğar.(nükleer enerji) Örneğin;



(1.3) eşitliğindeki çekirdek reaksiyonunda, iki  ${}^4_2\text{He}$  çekirdeği fırlatılır. Her bir  ${}^4_2\text{He}$ 'nin yaklaşık olarak 8,5 MeV kadar bir enerjisi vardır. Böylece dönüşen her  ${}^7_3\text{Li}$  atomu başına  $\approx 17 \text{ MeV}$  tutarında bir reaksiyon enerjisi açığa çıkar.

Lityumun bağıl atom kitlesi 7 olduğuna göre 1 gram lityumda  $6,023 \cdot 10^{23} / 7 \approx 8,6 \cdot 10^{22}$  çekirdek vardır. Reaksiyonda bütün çekirdeklerin vurulduğunu kabul edersek her birinin aşağı yukarı 0,4 MeV kadar azıcık enerjisi olan  $8,6 \cdot 10^{22}$  protonun bombardımanı altında her biri 8,5 MeV enerjiye sahip  $2 \cdot (8,6 \cdot 10^{22})$  tane helyum çekirdeği meydana gelir.  $1 \text{ MeV} = 1,6 \cdot 10^{-6} \text{ erg} = 3,827 \cdot 10^{-14} \text{ cal}$  olduğundan 1g lityum için açığa çıkan enerjinin  $2 \cdot (8,6 \cdot 10^{22}) \cdot 8,5 \cdot 3,827 \cdot 10^{-14} \approx 56 \cdot 10^9$  kalori olduğu görülür. 1 g C'un yanarak CO<sub>2</sub> haline geçmesiyle serbest kalan yaklaşık 8000 cal değerindeki enerjiyi bununla karşılaştırsak; gram başına açığa çıkan enerjinin kömürdekinin aşağı yukarı 7 milyon katı olduğunu görürüz. Başka bir ifade ile, tam bir çekirdek dönüşümünde 1 g lityum, sağlayacağı ısı bakımından 7 ton kömüre eşdeğer olacaktır.

Kütle noksanlığının açıklanıp aydınlatılabilmesi için, Einstein'ın kütle ve enerjinin eşdeğerliğini ifade eden prensibini göz önüne almak gerekir :



Çekirdek yapı taşları arasında etkiyen kuvvetlerden ileri gelen potansiyel enerji, parçacıklar karşılıklı olarak birbirlerine yaklaştıkça azalır. Parçacıklar, bir çekirdek meydana getirmek üzere bağlanmaları halinde enerji kaybederler.

Kuşkusuz çekirdeğin bağlayıcı kuvvetlerini yenerek yapı parçacıklarını birbirinden ayırmak istersek aynı enerji tutarını, bağlanma enerjisini kullanmamız gerekir. Yukarıda kütle noksanlığı diye ifade edilen fark, çekirdeğin proton ile nötronlardan oluşumunda ortadan kalkan potansiyel enerjiye, Einstein denklemine göre karşılık olan kütledir.

Periyodik sistemde atomdan atoma ilerlendikçe kütle noksanlığı büyür. Fakat çekirdeklerin kararlılığı; sadece kütle noksanlığına bağlı olmayıp yukarıda da belirtildiği gibi, nükleonların bir araya gelme tarzlarına da bağlıdır. E kütle noksanlığı, çekirdekteki nükleon sayısı toplamına eşit olan A kütle numarasına bölünürse, çekirdeğin yapılışında nükleon başına düşen  $E/A$  bağlanma enerjisi elde edilir. Helyum çekirdeğinin 4 nükleonundan yaklaşık olarak 28 MeV enerji açığa çıktığına göre, nükleon başına 7 MeV kadar bir bağlanma enerjisi düşer demektir.

Şekil 1.2'de görüldüğü gibi; eğri, başlangıçta yaklaşık olarak 1MeV'dan 7MeV'a kadar hızlı bir şekilde yükselir.(atom yapılarında gitgide sağlamlaşma) Sonra orta kütle numaralarında yaklaşık 8,5 MeV luk bir maksimum değere kadar, yükselme daha yavaş olur. Bu bölge en sağlam yapıları atomların bölgesidir. Bundan sonra eğri yine 7MeV'a düşer. Bu ilişkiler çekirdeğin damla modeli ile şöyle açıklanabilir :

Bir sıvı damlasındaki gibi çekirdeği temsil eden damlada da yüzeyde bulunan nükleonlar içtekilere göre daha az sayıda nükleonun etkisi altında olur. Bu nedenle; yüzeydeki taneciklerin çekirdek bütününe olan bağılılıkları içerdekilerin bağılılıklarından daha gevşektir. Oysa ki; geometrik bir özellik olarak, yüzeydeki nükleonların yüzde sayısı, çekirdek küçüldükçe fazlalaşır. Hafif çekirdeklerde nükleon başına düşen bağlanma enerjisinin ağır çekirdeklerdekinden. daha az olması bundan kaynaklanır. Tanecik başına bağlanma enerjisi değerinin ağır çekirdeklerdeki düşüş nedeni ise, protonların sayısı ile ilgili Coulomb itme kuvvetleridir. Çekirdekteki proton sayısı arttıkça bu kuvvetler de artar ve bağlanma enerjisi küçülür.

Eğriye göre ufak çekirdeklerden orta boy çekirdekler meydana getirmek, kararlılığın fazla olduğu yönde bir yapı kurmak demektir (Çekirdek oluşumu). Hidrojen bombasındaki enerji kazancı bu yöndeki dönüşmeye karşılıktır. Ağır atomlarda ise amaçlanan kararlılık, çekirdeğin bölünmesi yani

daha ufak çekirdeklere geçilmesi yönündedir(Çekirdek bölünüşü). Bu da atom bombasının yapımında kullanılan esastır.

### 1.1.3 Mermi taneciklerle çekirdek bombardımanı

Yukarıda açıklandığı gibi, yüklü parçacığın çekirdek ile reaksiyona girebilmesi için pozitif yüklerden dolayı oluşan Coulomb bariyerinin aşılması gerekiyordu. Bu itme enerjisinin aşılması için; kullanılabilecek olan, bir protona sahip elektronu olmayan hidrojen atomu( ${}^1_1\text{H}$ ), bir proton ve bir nötrona sahip ağır hidrojen olan döteryum( ${}^2_1\text{H}$ ) ve iki proton ile iki nötron içeren bir helyum çekirdeği olan ( ${}^4_2\text{He}$ )  $\alpha$  parçacıklarının hedef çekirdekle çarpışmadan önceki kinetik hızlarının 1milyon e.v veya daha fazla bir hıza sahip olması gerektiğinden dolayı, mermi taneciklerin hızlandırılma ihtiyacı doğmuştur.

Atmosferdeki hidrojenin %99,98'i  ${}^1_1\text{H}$  izotopundan, %0,02'si de ağır hidrojenden oluşur. Döteryum suyun elektrolizinin sürdürülmesiyle ve suyun ayrıştırılmasıyla elde edilebilir. Döteryum çekirdeğe yaklaştığı zaman protonunun, çekirdeğin itme güçlerine maruz kalmasına rağmen nötronu etkilenmez. Çekirdeğin protonu itmesiyle nötron enerji bariyerini aşar ve çekirdeğin içerisine girer.

$\alpha$  parçacığının iki protonu olması sebebiyle çekirdeği parçalayabilmesi için daha çok enerjiye ihtiyacı vardır. Nötronun elektrik yükü olmadığından ve de elektrostatik bir enerji bariyerinin olmamasından dolayı çekirdek ile etkileşme şansı daha yüksektir. Düşük enerji seviyelerinde bile çekirdeği parçalayabilir.

Elektrik yükü taşıyan tanecikler; yüksek bir gerilim alanından veya çok sayıda gerilimlerin impulslarının birbirine eklenmesinden yararlanılarak, alan içinde molekül veya atomlara çarpması engellenmek suretiyle büyük hızlara ulaştırılır.

## 1.2 Yüksek Gerilim Kaynakları

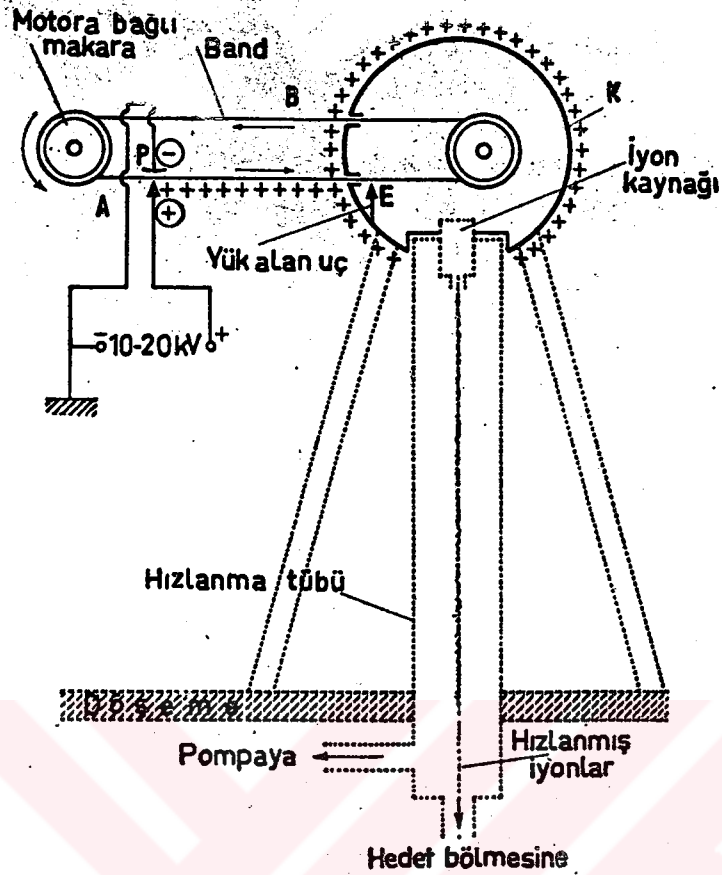
### 1.2.1 Basit çizgisel hızlandırıcılar

Bu grup hızlandırıcılar, çok yüksek doğru gerilimler üretebilmek için bir üreteçten ve içinde boşluğu olan hızlanma tüpünden oluşur. Hızlanan tanecikler, tüp boyunca alanı doğrusal yollar izleyerek hedef çekirdek üzerine düşer. Yüksek hızlı tanecik demetleri elde etmek için, son derece

büyük(bir veya birkaç milyon volt) doğru gerilimler ile buna uygun uzunlukta ve özel yapıda tüpler kullanmak gerekir. Yüksek gerilimlerin elde edilmesi için çeşitli olanaklar vardır.

Şekil 1.3’de, Van de Graff (1901-1967) gerilim üretici gösterilmektedir. Lastik, kağıt, ipek, ... vb. gibi yalıtkan bir maddeden yapılmış sonsuz bir bant(B), K iletken küresinin içine yerleştirilen ve motorla döndürülen iki silindir etrafında dolanır. (A)’da genel olarak, 10-20 kV değerinde bir yardımcı gerilim aracılığıyla ve özel bir düzenle banda pozitif yük üflenir. Karşı elektrot vazifesini ya silindirler veya özel olarak yerleştirilmiş bulunan bir plaka(P) görür. Silindirler etrafında dolanan bandın taşıdığı yük, E gibi emici uçlar yardımıyla küreye aktarılır ve dış yüzeyde birikirler. Yüklemin derecesi kürenin eğrilik yarıçapına ve izolasyon koşullarına bağlıdır. Gerilimin artırılması için üreteçler yüksek basınçlı bir tank içerisine alınmaktadır. Böylece 6 (hatta son zamanlarda daha yüksek) MV’a kadar çıkan gerilimler elde edilebilmektedir. Büyük bantlı üreteçlerde bant genişliği 1m’yi, aygıtın yüksekliği ise 20 m’yi bulmaktadır. Taşınan yük miktarı ve dolayısıyla çekilebilecek akımın şiddetini arttırmak için birden çok sayıda bant beraber çevrilir.

Greinacher kaskad üretecinde ise; yüksek gerilim transformatörü yardımıyla elde edilen alternatif gerilim, üzerlerinde birçok kondansatör bulunan iki sütunun başına uygulanmıştır. Kondansatörler arasına doğrultucu tüplerin koyulmasıyla gerilimin, kattan kata artması ve üst kısımda birkaç milyon voltluk doğru gerilim elde edilmesi sağlanır. Bu yoldan elde edilen iyon akımı şiddeti Van de Graff üretecine erişilenden birkaç miliamper fazladır.



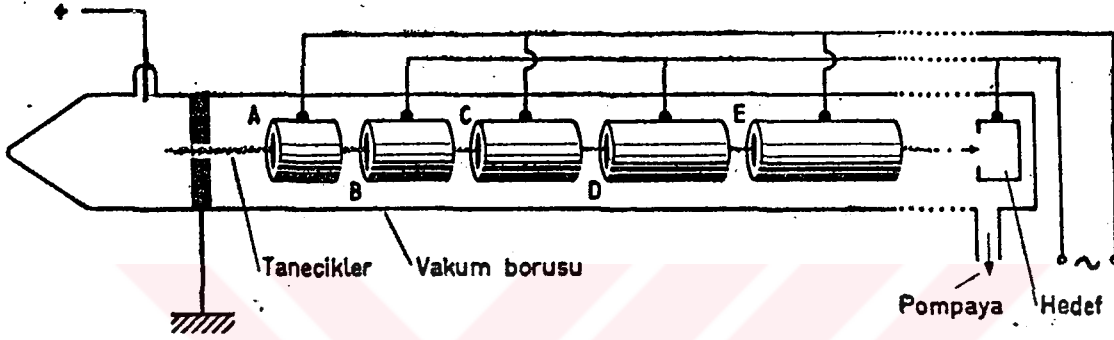
Şekil 1.3 Van de Graff üreteci (İlgım, 1979)

### 1.2.2 Çizgisel (lineer) katlı hızlandırıcı

Van de Graff ve kaskad üreteçlerinde üretilen yüksek gerilimin etkisi altında tanecikler bir defada hızlandırılıyor ve yüksek gerilimlerin üretimindeki izolasyon güçlükleri sebebiyle, bu yoldan istenildiği kadar yüksek hızlı tanecikler elde edilemiyordu. Bu nedenlerden ötürü; gerilimi kat kat artıran katlı hızlandırıcı fikri ortaya atılmış ve uygulanmaya başlanmıştır. Bir katlı hızlandırıcıda; yüklü tanecik, elektrik geriliminin bir defa kere uygulanıp bırakılması yerine, birbiri ardına yüksek frekanslı alternatif gerilimlerin uygulanmasıyla hızlandırılmakta ve birçok gerilim impulslarının birbirine eklenmesi suretiyle yüksek gerilimler elde edilebilmektedir.

Çizgisel katlı hızlandırıcıda yüklü tanecikler uzun bir boşalma tüpü içinde basamak basamak hızlanır. Şekil 1.4'de, bu tipteki aygıtların şeması gösterilmektedir. Kaynaktan çıkan iyonlar, uzun bir vakum borusuna yerleştirilmiş tüp şeklindeki elektrotları sırayla geçer. Elektrotlar birbiri ardına, yüksek frekanslı bir alternatif gerilim üreticinin kutuplarından birine bağlıdır. Hızlanma; silindirik biçimi elektrotların içinde tüp boyunca gerilim düşmesi olmadığından, sadece aralarda olur.

Tanecikler aralıklara, geçtiği elektrot tarafından itilip sonraki elektrot tarafından çekilecekleri bir sırada girer. A tüpünden geçerken taneciğin gerilimi, negatif değerinden en yüksek pozitif değerine çıkar. A tüpünden ayrılırken A elektrotu pozitif, B elektrotu negatiftir. Taneciğin B elektrotunu geçmesiyle elektrot pozitif olur. A elektrotuna bağlı olan C tüpü, bu esnada yine negatif olmuştur. Hızlandırma yeterince uzun tüplerle sağlanır. Böylece, 10 basamakta iyonlara 1MeV ve hatta daha büyük bir hız kazandırılabilir. Bu tipin geliştirilmiş örnekleri olan 12 m boyundaki aygıtlarla, 32MeV'dan daha fazla enerjili protonlar elde edilmiştir.

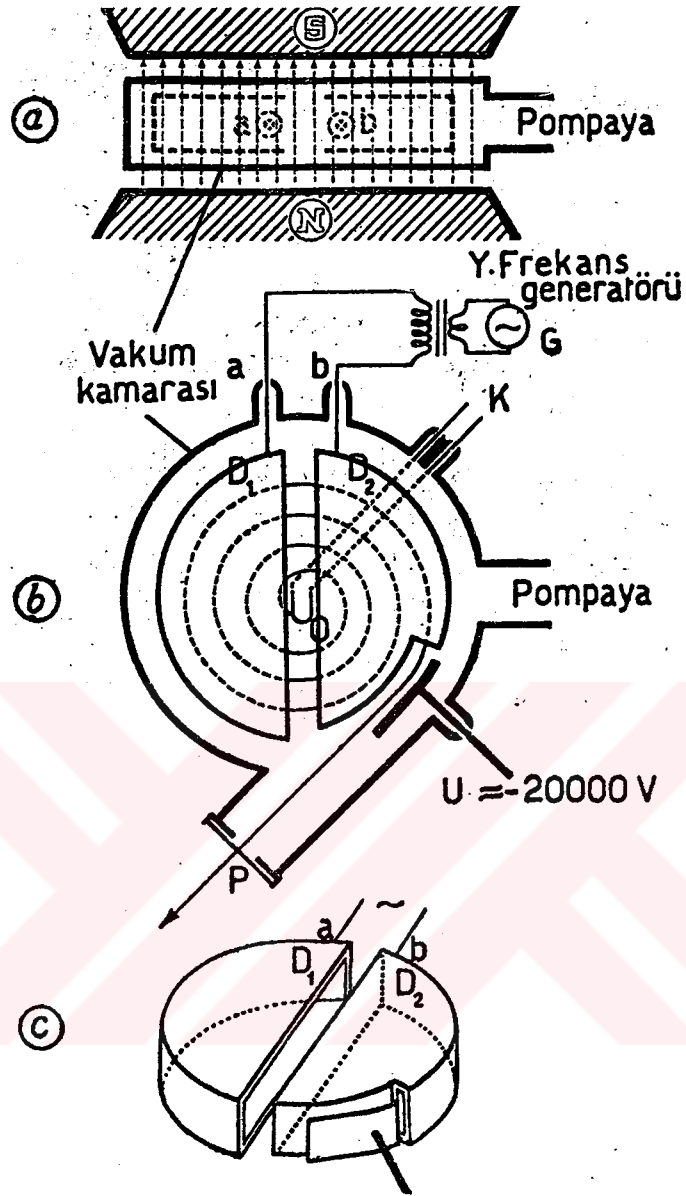


Şekil 1.4 Lineer katlı hızlandırıcı (İlgın, 1979)

### 1.2.3 Siklotron ve Senkrosiklotron

1930-1932 arasında Lawrence (1901-1958) tarafından gerçekleştirilen siklotronda tanecikler kuvvetli bir manyetik alanda katlı olarak hızlandırılır. Bu hızlandırmada tanecik; çizgisel hızlandırıcıdaki gibi doğrusal olarak değil, kendi üzerine kıvrılan ve böylece bir hayli uzayabilen sarmal bir yol üzerinde harekete zorlanır.

Şekil 1.5a'da görülen böyle bir alet; büyük ve kuvvetli bir elektromıknatısın N S kutupları arasında yerleştirilen içi boş gerçekleştirilmiş bir silindrsel hızlandırma kamarasından oluşur. Kamaranın içine; birbirinden yalıtımı sağlanmış, açık ağızları birbirine bakan D şeklindeki iki metal elektrot ( $D_1$ ,  $D_2$ ) yerleştirilmiştir (Şekil 1.5b,c). Elektromıknatısın kuvvet çizgileri bu elektrotları dikine keser. İki elektrot arasında, kamara merkezine yakın bir yerde K kaynağı yardımıyla ısıtılabilen O kızgın elektrotu bulunur. Bu elektrottan yayılan elektronlar, bölgede bulundurulmuş gaz artıklarına çarparak iyonlar oluşturur.



Şekil 1.5 Siklotronun şeması(Ilgım,1979)

İki elektrot,  $10^7$  Hz kadar yüksek frekanslı elektriksel titreşimin meydana geldiği bir G titreşim devresindedir. Böylece,  $D_1$  ve  $D_2$  arasında çok hızlı değişen bir elektriksel alan hüküm sürer. Eğer manyetik alanın etkisi olmasaydı; belirli bir anda türeyen pozitif iyonlar, tam bu sırada negatif yüklü olan kutuya doğru çekilecek ve iki kutu arasındaki yarığa dik olarak yol alacaklardı. Fakat bilindiği gibi: bir manyetik alanın kuvvet çizgilerine dik olarak hareket edebilen elektrikle yüklü



kutuplarda deęişme yaratır ve negatif ~~bir~~ kutbun karşısında bulunduğundan dolayı bir daha çekilerek hızlanır. Böylece, yeniden girdiği elektrot içinde daha büyük yarıçaplı bir daire çizer. Ancak; taneciğın hızının dairesel yolun yarıçapı ile beraber artmasından dolayı, yarım periyot sonra yine alternatif alana rastlar. Gidiş yönündeki hareketi gene hızlanır. Hızlanma; taneciklerin, elektriksel alanın geçebildiği tek yer olan elektrotlar arasındaki yarık geçişlerinde görülür. Taneciklerin hızları, elektrotların içlerinden geçişlerinde değerce deęişmez. Anlatılan olayın, birbiri peşi sıra 100-200 defa tekrarlanmasıyla iyonlar, kutu elektrotların dış kenarlarına gitgide yaklaşacak şekilde sarmal bir yörünge üzerinde yol almış olur. Böylece, siklotron; aynı türden tanecikleri sabit bir manyetik alan etkisi altında sarmal bir yol üzerinde sabit bir periyotta hareket edecekleri gibi hızlandıran bir sistem olarak işler. Yörünge yarıçapı belirli bir büyüklüğe ulaşıncı tanecik, yardımcı bir U geriliminin(saptırma kondansatörü) etkisi altında yolundan ayrılıp bir P penceresinden hızlandırma kamarasının dışına alınır. Yörünge yarıçapı ne kadar büyük olursa, taneciğın son hızı da o kadar büyük olur. Siklotronda hızlandırılan taneciğın(milyonlarca elektron voltu bulan) kinetik enerjisi; taneciğın yüküne, kütesine, yörünge yarıçapına ve manyetik kuvvet akısı yoğunluğuna bağılı olup, hızlandırıcı gerilime bağılı değıldir.

Büyük kinetik enerjinin elde edilebilmesi için, D elektrotlarının çapının ve manyetik alanların büyük tutulması gerekir. Büyük bir siklotronda tanecik, 10000 devirde aşağı yukarı saniyenin binde biri kadar bir zaman diliminde 100 km'ye yakın uzunlukta bir yol alır.

Hızlı taneciklerin çeperlere çarpması sonucu olarak siklotrondan yüksek enerjili radyasyonlar çevreye yayılır. Bu ışımların en tehlikelisi nötron ışıması olduğundan, siklotronlar kalın su kılıfları ile kuşatılır.

Siklotron gibi tanecikleri eğri yollar üzerinde hızlandıran aygıtlarda bir takım prensip zorlukları vardır. Einstein denklemine göre hızın artmasıyla kütle de arttığından dolayı, hızlanma kamaralarında dolanan taneciklerin devir süresi gitgide uzar. İyonlar aralığa geç ulaşmaya ve hızlandırıcı impulsun temposuna yetişememeye başlar. Bu olay sebebiyle, siklotronlarda 30MeV' dan daha yüksek enerjili protonlar elde edilemez.

Bu problem; proton, döton ve helyum çekirdekleri gibi iyonları hızlandırmaya yarayan senkrosiklotronlarda(veya frekans modülasyonlu siklotron) uygulandığı gibi, manyetik alanın şiddetini sabit tutularak hızlandırıcı gerilim frekansınının uygun zamanda değıştirilmesiyle önlenir.

Senkron hızlandırmada tanecikler; bir senkron motorun rotorunun hareketinde olduğu gibi, geciken tanecikler hızlandırılmakta, hızlı gidenlerse tempoya uymaya(senkronlaşma) zorlanmaktadır.

Şu halde senkrosiklotron; taneciklerin spiral yollar üzerinde hızlandıkları, sabit bir manyetik alanlı ve dolanma periyodu değişen bir aygıttır.

#### 1.2.4 Betatron (Elektron sapanı)

Elektronları hızlandırmak ve onlara radyoaktif maddelerin çıkardığı  $\beta$  ışımalarının enerjisine eşdeğer veya daha yüksek bir enerji vermek için betatron adındaki aygıtlar kullanılmaktadır. Betatronda da elektrik yükü taşıyan tanecik, bir manyetik alanın etkisi altında, alana dik bir düzlem içinde döner. Siklotronda taneciğin, yörüngesinin belirli bir yerinde ivmelendirici impulsalar almasına karşılık, betatronda impuls sürekli. Bir transformatörün sekonderinde akım meydana gelmesi olayına benzer. Transformatördeki sekonder bobini yerine betatronda, içinin havası ( $10^{-5}$  Torr'dan daha ileri) boşaltılmış, cam veya porselenden yapılan halka boru bulunur. Bu halka boru, elektromıknatısın demir aralığına ve halka düzlemi kuvvet çizgilerine dik bir şekilde yerleştirilmiştir. Elektro-bobinin uyarma(primer) bobinlerine alternatif akım uygulandığında, halka içinde bir kızgın katot(elektron enjektörü) yardımıyla üretilen elektronları etkileyen zamanla değişen bir manyetik alan oluşur. Bu etki altındaki elektronlar, manyetik akı artışı devam ettiği sürece stasyoner dairesel yörüngeler üzerinde sürekli olarak hızlanır. Boru içinde elektron hareketi, transformatörün sekonder bobinindeki akıma karşılık olur.

Primer bobine uygulanan alternatif akımın dörtte birlik periyodunda, elektron grupları demir çekirdeğin etrafını milyon defa dolanacak kadar hızlanır. Periyodun kalan dörtte üçünde ise aynı yönde bir hızlandırma olmaz.

Kısaca, Betatron; elektronları, dairesel yörüngeler üzerinde hızlandıran, değişken manyetik alanlı bir aygıttır.

Işık hızına yaklaşan hızlarda merkezkaç eylemsizlik kuvveti etkisiyle, elektronların dolanımlarını tamamlamadan boru çeperlerine çarpmaması için, elektron yollarına dik olan bir manyetik alanın etkimesi sağlanır.



Bu yolla, birkaç milyon elektron voltluk enerjileri olan elektronlar elde edilir. Gerekli enerjiyi kazanan elektronlar, ya yardımcı bir düzenle aygıttan dışarı alınır ya da metal(volfram) antikatoda çarptırılır. Böyle bir betatron, uygulanan alternatif akımın her periyodunda kısa bir Röntgen çakıntısı verir. Çakıntıların sayısı primer sarımındaki frekansla uyumludur. Antikatottan, enerjisi kuant enerjisine eşit olan son derece sert Röntgen ışınları doğar.

Betatronda, elektronların 100MeV'dan daha yüksek hızlara çıkartılmak istendiğinde, elektronları hızlandırmayı etkisiz hale getirecek enerji ışıması gibi bir problemle karşılaşılır. Hesapların gösterdiğine göre; 500MeV'luk bir betatronda elektronların ışıyarak kaybettikleri enerji, hızlanmakla kazandıkları enerji kadar olmaktadır.

### 1.2.5 Elektron ve Proton senkrotronu

Başka bir hızlandırma şekli de elektron senkrotronlarında(veya senkro-betatronlar) uygulanmıştır. Senkrotronlarda, betatron ve siklotron prensiplerinden bir arada yararlanılır. Aygıtta elektronlar önce milyonlarca elektron voltluk enerjilere kadar betatron prensibine göre hızlanır. Sonra elektronlar, senkron alan rolünü oynayan bir yüksek frekans alanı yardımıyla siklotrondaki gibi hızlandırılır. Senkrosiklotronda, alan sabit tutulup hızlandırma geriliminin frekansı değiştiği halde, elektron-senkrotronunda, frekans sabit kalıp alan değişmektedir. Siklotrondan farkı, senkrotronunda taneciklerin sarmal yörüngeler üzerinde değil, dairesel yörüngeler üzerinde hızlanmalarıdır. Relativistik kütle artışından dolayı oluşan problem ise, senkrosiklotrondaki gibi yüksek frekanslı hızlandırma geriliminin güdümüyle değil, alan şiddetinin artmasıyla karşılanır.

Kısaca; elektron senkrotronunda, betatronla siklotron prensibi bir arada kullanılır ve elektronlar artan bir manyetik alanda sabit dairesel yörüngeler üzerinde hızlanır.

Elektron senkrotronundan farklı olarak proton senkrotronunda hızlandırma, sadece değişen yüksek frekanslı elektriksel gerilimle gerçekleştirilebilmektedir. Bu nedenle, tanecikler önceden tesisin dışında(örneğin bir çizgisel hızlandırıcıda) hızlandırılır ve teğetsel olarak dairesel yörüneye püskürtülür. Tanecikleri dairesel yörüneye üzerinde tutacak değişken alan, halka şeklindeki elektromıknatısla gerçekleştirilir. Aralıklarda tanecikler doğrusal yollar alır ve aralıkların ikisinde hızlanır. Protonlar maksimum enerjilerine vardıkları zaman uygulanan frekansla da, yörüngeleri değiştirilerek hedefe yöneltilir.

Kısaca; Proton senkrotronuyla, taneciklere Giga e.v mertebesindeki enerji kazandırılabilir. Senkron güdüm için; hem frekans(siklotrondaki gibi), hem de manyetik alan(senkro-betatrondaki gibi) değiştirilir. Değişken alanı bir halka mıknatıs sağlar. Tanecikler dar kesitli bir halka yörüngede dolanır.

### 1.2.6 Çekirdek reaksiyonlarında tesir kesiti

Çekirdek bombardımanlarında mermi olarak yüklü taneciklerden başka, yüksüz oldukları için Coulomb itme kuvvetlerinden etkilenmediklerinden çekirdeğe girebilmelerinde büyük bir enerji gerekmeyen nötronlar da kullanılmaktadır.

Yüklü taneciklerle olan bombardımanın tersine nötronun bir çekirdeğe girmesi olasılığı, hızı küçültülerek arttırılır. Bunun nedeni, yandan uçan bir nötronun çekirdek tarafından kendi kuvvetleri aracılığıyla tutulmasının, tanecik ne kadar hızlı gidiyorsa o kadar az olanaklı olmasıdır. Nötron ne kadar hızlı uçuyorsa, reaksiyona girebilmek için çekirdeğe o kadar fazla yaklaşmalıdır. Buna tesir kesiti adı verilir. Hız ne kadar büyükse tesir kesiti o kadar küçük ve isabet olasılığı da o oranda azalır.

Atom bütünüünün çekirdekten aşağı yukarı 30-40 bin defa daha büyük bir çapı olduğu bilinmektedir. Bu yüzden, atomlu bir yapıyı geçen mermi taneciklerin çoğunun yolu, elektron sistemlerinin içinden geçer. Pozitif yüklü mermi tanecik, bir çekirdeğe rastlama şansına sahipse bile, bu rastlamadan önce enerjisinin bir kısmını atomu uyarmaya harcar ve çoğu hallerde kendisine kalan enerji, çekirdeğin potansiyel bariyerini aşmaya yetmez. Nötronlar için ise böyle bir engel yoktur. Nötronlar atomları iyonlaştırmadıklarından, uçuşları sırasında bu yoldan hiç enerji kaybetmezler. Erişme uzaklıkları çok uzun olduğundan, yeter kalınlıkta bir madde içinde yol alıyorsa daima bir çekirdeğe rastlarlar. Ancak, bu kalınlığın yeteri kadar olmadığı hallerde nötronların büyük bir kısmı hiçbir çekirdeğe girmeden öbür yandan maddenin dışına çıkabilir.

Yüksüzlükleri yüzünden nötronlar siklotronda hızlandırılmayacaklarından atom çekirdeklerinin bombardımanı için hızlı veya yavaş nötronlar, doğrudan doğruya radyoaktif madde ışımaları veya yapma mermi taneciklerle bombardıman edilen çekirdekten sökülüp fırlatılır. Etkilerinin arttırılması amacıyla hızları azaltılmak istenirse, bombardımandan önce nötronlara bir tür fren uygulanır. Bu hususta, nötronların; dönüşmelere meydan vermeyecek türden çekirdek çarpışmaları da

yapabilmesinden yararlanılır. Böyle çarpışmalar esnek çarpışma kanunlarına göre olur ve uygun bir çekirdeğe çarpan bir nötron, enerjisini o çekirdeğe vererek hızını kaybeder.

Bir çekirdek reaksiyonunun verimi etki kesitine bağlıdır. Etki kesiti, atılan bomba taneciklerden kaçının bir reaksiyona neden olabileceğini ifade eder. Örneğin bir çekirdeğin kesiti  $1/4 \text{ cm}^2$  ise bu yüzeyin içinde olduğu  $1 \text{ cm}^2$  lik bir alana doğru atılan her dört mermiden birisi çekirdeği vurabilir. Her 16'da bir mermi çekirdek bulursa, çekirdeğin etki kesiti  $1/16 \text{ cm}^2$  olur.  $\text{cm}^2$ 'nin, etki kesitlerinin ölçülmesi için büyük bir birim olmasından dolayı, orta boy çekirdeklerdeki geometrik kesitlerin değerine eşdeğer olan yeni bir alan birimi;  $10^{-24} \text{ cm}^2$ 'ye eşit olan 1 b a r n kullanılmaktadır.

Etki kesitleri bomba taneciğın ve bombardıman edilen çekirdeğın türlerinden başka, merminin kinetik enerjisine (mermilerin  $\gamma$  kuantları olması halinde  $h\nu$  enerjisine) de bağlıdır. Pozitif yüklü tanecikler, hızları ne kadar büyükse çekirdeğın potansiyel bariyerini o kadar kolay tırmanır. Böyle tanecikler için önce hız arttıkça tesir kesiti artar, ancak sonra yine düşer. Bunun nedeni, yukarda değinildiğı gibi, çekirdek yanından büyük hızla geöen bir taneciğın bir çekirdek reaksiyonuna girecek vakti bulamamasıdır.

Günümüzde kullanılan santrallerde, çekirdek reaksiyonunun sağlanması için nötronlar kullanılmaktadır.

### 1.3 Nükleer Fisyon

Bilindiğı gibi; doğadaki atom çekirdeklerinin kararsız olanları, daha kararlı olabilmek için çekirdek içinden bazı parçaları atarak değışime uğrar. Radyoaktif olan bu çekirdekler ancak, yarı ömürlerini tamamladıktan sonra kararlı bir çekirdeğe dönüşebilir.

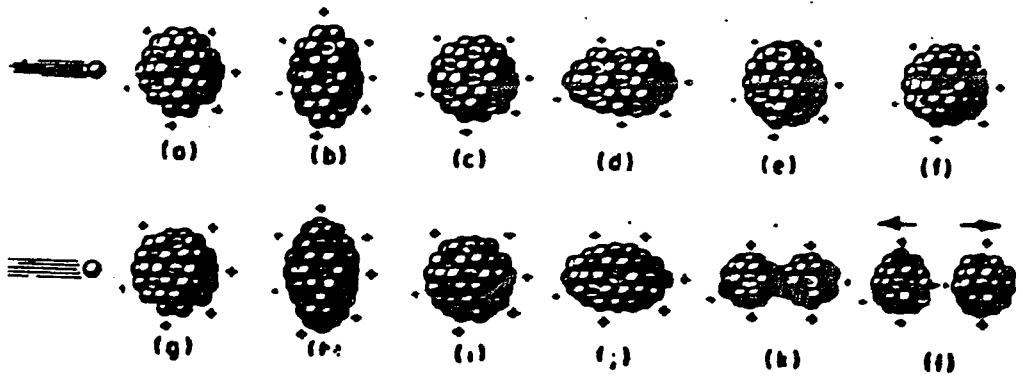
Bazı çekirdekler çok kararsız olduklarından, içlerinden bir parçacık atma yerine ikiye bölünebilirler. Bu çekirdek bölünmesinin bilimsel adı fisyon, yani bölünmedir. Kendi kendine fisyon yapabilen çekirdeklerin doğada bulunması zor olduğundan, bazı çekirdek içi parçacıklar ile etkileşmeye giren ağır çekirdeklerin oluşturduğu çok kararsız çekirdekler fisyon yapabilir.

Nükleer reaktörlerde fisyon reaksiyonlarını üretebilmek için nötronlar kullanılır. Nötronların çekirdek ile etkileşme yapma olasılığının ölçüsü, teknik terminolojide tesir kesiti olarak adlandırılır. Ağır çekirdeklerin fisyon tesir kesitleri, bazı çekirdekler için nötron hızı azaldıkça artmakta,

bazılarında ise nötronun hızı çok büyük değerlere çıkmadıkça hep sıfır değerinde kalmaktadır. Yavaş nötronlar ile fisyon yapan çekirdeklere fisil, çok hızlı nötronlar ile fisyon yapabilenlere de fertil çekirdekler adı verilir. Doğada bulunan tek fisil çekirdek, doğal uranyumun içinde %7 oranında bulunan  $U^{235}$ 'tir. İnsan yapısı olan plütonyum ve  $U^{233}$ , diğer fisil izotoplardır. Fertil çekirdekler ise uranyumun diğer izotopu  $U^{238}$  ve  $Th^{232}$ 'dir.

Fisyon, kütle numarası 230' tan daha büyük elementlerle ( $U-235$ ,  $Pu-239$  ve  $U-233$ ) yapılır. Tek/çift bir(nötron sayısı tek, proton sayısı çift;  $U^{233}$ ,  $U^{235}$ ) bileşke çekirdeğin uyarılma enerjisi 6,8 MeV'dur. Tek/çift bir çekirdeğin uyarılma enerjisinin çekirdeğin fisyonlanabilmesi için gerekli olan 6,5 MeV'luk enerji miktarından fazla olması sebebiyle, bu çekirdekler, termal(yavaş hareketli) nötronlarla fisyonlanabilir. Çift /çift çekirdekli (nötron sayısı çift, proton sayısı çift;  $Th^{232}$ ,  $U^{238}$ ,  $Pu^{240}$ ) bileşke çekirdeğinin uyarılma enerjisi ise yaklaşık olarak 5,5 MeV'tur. Çift/çift bir çekirdeğin uyarılma enerjisinin çekirdeğin fisyonlanabilmesi için gerekli olan 6,5 MeV'luk enerji miktarından az olması sebebiyle, bu çekirdekler, 1 MeV' un üzerinde bir kinetik enerjiye sahip hızlı nötronlarla fisyonlanabilir.

Atom çekirdeğinin bağlanma enerjisi nükleon sayılarıyla orantılı olduğundan dolayı çekirdek, su damlası gibi davranır. Bu nedenle fisyon olayı; sıvı damlası(liquid-drop model) modeli ile açıklanabilir.



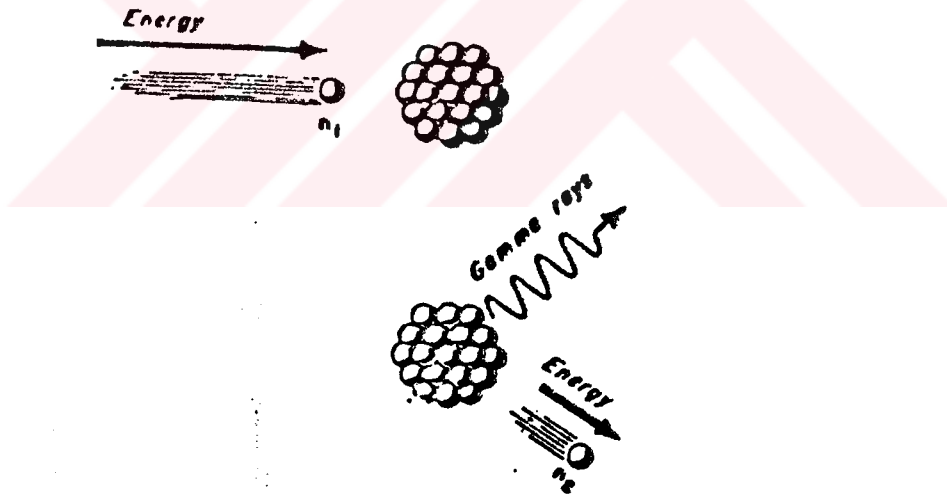
Şekil 1.6 Atom çekirdeğinin sıvı damlası modeli(Gray,1957)

Şekil 1.6' da küçük bir parçacığın su damlasıyla karşılaşma anında neler olduğu gösterilmektedir. Parçacık, küçük bir enerjiye sahip ise; damlayı titreterek yumurta şekline dönüştürür. Damlanın çekim kuvvetleri, eklenen enerjinin etkisine direnebilecek kadar güçlü olduğundan dolayı, damla bölünemez ve eski şekline geri döner(Şekil 1.6a-f).

Eğer parçacık büyük bir enerjiye sahip ise; damlaya çarpmasıyla birlikte titreşime sebep olur. Enerji, damlanın çekim kuvvetlerini azaltır. Azalan çekim kuvvetleri sebebiyle damla uzamaya başlar ve iki tepe şeklini alır. Bu durumdaki su damlası çok kararlıdır ve ikiye bölünür(Şekil 1.6g-l).

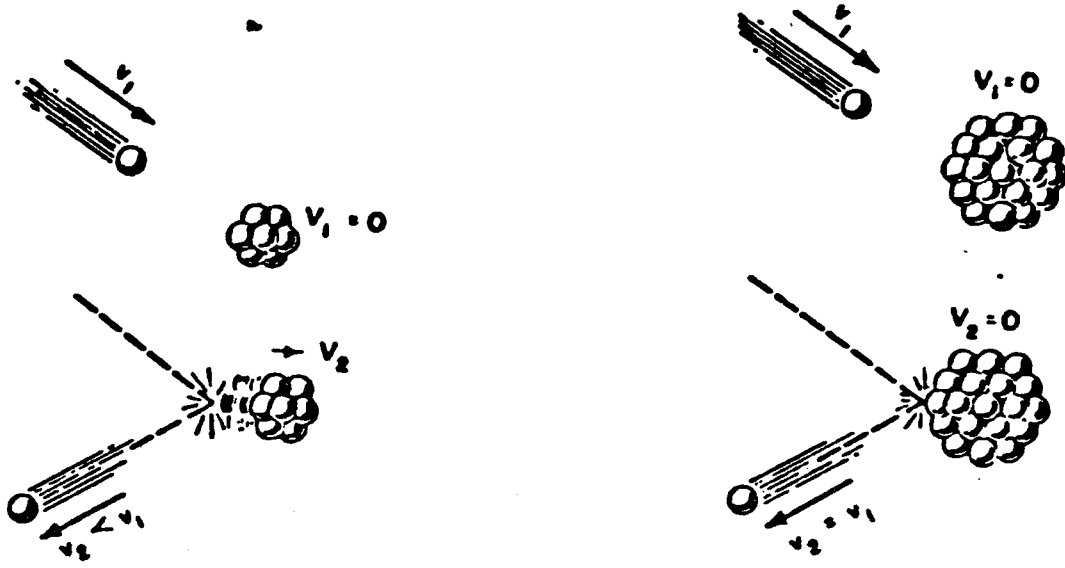
$U_{233}$ ,  $U_{235}$  veya  $Pu_{239}$ ' un fisyonlanmasında çekirdek içerisine giren nötron, diğer bir nötrona çarpıp onu uzaklaştıracak şekilde çarpışma reaksiyonuna sebep olabilir. İki tip çarpışma reaksiyonu vardır:

a-) Elastik olmayan çarpışma: Şekil 1.7'de görüldüğü gibi; nötron, bileşke çekirdek oluşturmak için hedef çekirdek içerisine girer. Nötronun enerjisi sebebiyle, bileşke çekirdek titremeye başlar. Nötronun enerjisi düşükse, çekirdek titreme sonucunda tekrar eski haline geri döner. Eğer nötronun enerjisi yüksekse, çekirdek iki tepecik halini alana kadar titrer. Yüksek enerji sebebiyle, iki tepecik arasında birbirini iten pozitif yükler oluşur. Bu pozitif yükler, bağ güçlerini azaltır ve çekirdeğin bölünmesine sebep olur. Bölünme sonucunda, kendi kinetik enerjisinden daha düşük bir kinetik enerjiye sahip olan(meV mertebesinde) bir nötron ve gama ışınları yayılır.



Şekil 1.7 Bir nötronun çekirdekle elastik olmayan çarpışması(Ilgım, 1957)

b-) Elastik çarpışma: Bu tür çarpışma bir bilardo topuna benzer. Bu çarpışma türü üç şekilde olabilir. Şekil 1.8a'da görüldüğü gibi; hedef çekirdekle çarpışan nötron, çarpışmadan önceki hızından daha az bir hızla(enerjiyle) geri gelir. Nötrondan hedef çekirdeğe transfer edilen enerji, çekirdeğin hareket etmesine yol açar. Şekil 1.8b'de ise; ağır bir çekirdekle çarpışan nötron gösterilmektedir. Nötron enerjisi çekirdeğe transfer edilemediğinden hareket edemez. Nötron kayıpsız olarak geri döner.



Şekil 1.8 Elastik çarpışma sonucu nötron ile hedef çekirdek arasındaki etkileşim  
(İlgım, 1957)

Çarpışma, yutulma veya bir nötronun maddenin içinden geçmesiyle oluşan fisyon olasılığının ölçülebilmesi için nükleer kesit terimi türetilmiştir. Bir nötron ve bir çekirdek arasındaki çarpışma olabilirliği, bombardıman edilen çekirdeğin hedef alanı (geometrik kesit  $\pi R^2$ ) ile ifade edilir.  $1\text{cm}^2$ 'lik bir hedef alanında, milyarlarca çekirdek ve etrafını saran milyonlarca nötron bulunur. Nötron yutma kesiti ( $\sigma$ );

$$\sigma = A / NI \quad (1.4)$$

eşitliğiyle ifade edilir. (1.4) eşitliğinde,  $\sigma$ ; ortalama etkili hedef alanını ( $1\text{cm}^2$ 'deki her bir çekirdeğe yaklaşan nötronu),  $A$ ; çarpışan ve dönüşen çekirdeğin sayısını,  $I$ ; Hedef materyalin  $1\text{cm}^2$  içindeki nötronların sayısını ve  $N$ ; hedef materyalindeki atomların veya çekirdeklerin toplamını ifade eder.  $A / I$  kesiri, çekirdek ile tepkimeye giren nötronların oranını ölçer. Bu oranın,  $1\text{cm}^2$ 'deki çekirdek sayısına bölünmesiyle, ortalama olarak  $1\text{cm}^2$ 'lik bir çekirdek için reaksiyonun olabilirliği elde edilir.

Nükleer enerji programının girişinin temeli  $U_{235}$  izotopudur.  $U_{235}$  bir nötron yakaladığı zaman, yutulan fazla enerji çekirdeği kararsız bileşke çekirdek haline sokar. Çekirdek daha düşük kütle numaralı iki parçacığa bölünür ve bu parçacıklardan birkaç nötron fırlatılır. Çizelge 1.2'de görüldüğü gibi fisyon sonucu; iki hafif element (fisyon ürünleri), birkaç nötron ve  $\beta$  parçacığı,



nötrino ve gama radyasyonu ortaya çıkar. U-235 çekirdek parçalarının yaklaşık %97'si, kütle numarası 80'den 110'a kadar hafif grup ve 125'ten 155'e kadar olan ağır grup olmak üzere iki grup şeklinde bozunur.

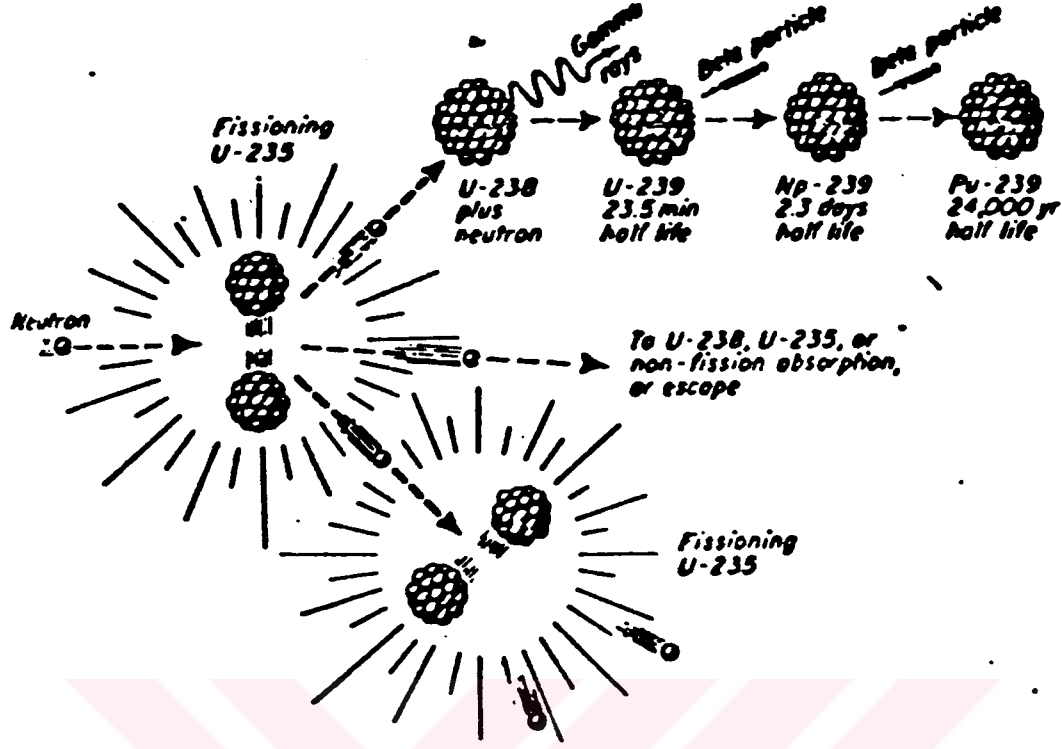
Ürün	Ortalama yayılan enerji / fisyon (MeV)			
	U-235	Pu-239	U-233	U-238
Fisyon ürünlerinin kinetik enerjisi	166	173	166	167
Fisyon nötronlarının kinetik enerjisi	5	6	5	5
Hemen yayılan gama radyasyonu	8	8	8	8
Fisyon ürünü bozunumu				
Beta radyasyonu	7	6	6	9
Gama radyasyonu	7	6	6	8
Nötrinolar	10	9	8	12
Ortak yutulan gama radyasyonu	9	12	9	11
Toplam	212	220	208	220

Çizelge 1.2 Fisyon sonucu oluşan fisyon ürünleri ve enerjileri(Marshall,1983a)

Fisyon ürünleri, büyük kütleli, büyük enerjili ve çok kararsız olarak doğar. Kararlı bir izotop haline dönüşmeden önce birkaç ( $\beta + \gamma$ ) yayımları üretir. Bu ışımlar sonucunda enerji açığa çıkar.

Reaktörün kapatılmasından sonra bir grup fisyon ürününün  $\beta$  radyoaktif bozunumu geçirmesiyle üretilen ısı, fisyon gücünün yaklaşık %6'sını oluşturur. Beta radyoaktif bozunumuyla ortaya çıkan gama radyasyonunun son derece tehlikeli fisyon ürünleri üretebileceğinden dolayı, radyasyon kalkanının yapılması gerekir.

U<sub>235</sub> fisyonunda her defasında ortalama 2,5 nötron fırlatılır. Nötronlardan biri, diğer bir fisyona sebep olacak şekilde başka bir U<sub>235</sub> çekirdeğini yakalayabilir.(zincir reaksiyonu) Diğer, fisyona sebep olmadan yutulabilir ya da kaçabilir veya bir U<sub>238</sub> çekirdeğini yakalayabilir(şekil 1.9). U<sub>238</sub> çekirdeğini yakalayan nötron kararsız olur. Gama ışınları yaymaya başlar ve bir diğer uranyum izotopuna, U<sub>239</sub>'a dönüşür. Bu izotop, yarı ömrü sonunda(23,5 dakika) dışarıya beta parçacığı vererek Np<sub>239</sub> neptünyuma dönüşür. Neptünyum da yarı ömrü sonunda(2,3 gün) bir beta bozunumu geçirerek Pu-239 haline döner.



Şekil 1.9  $U^{235}$ 'in fisyon periyodu(Marshall, 1983a)

Fisyondan önceki ve sonraki parçacıkların kütleleri arasında;

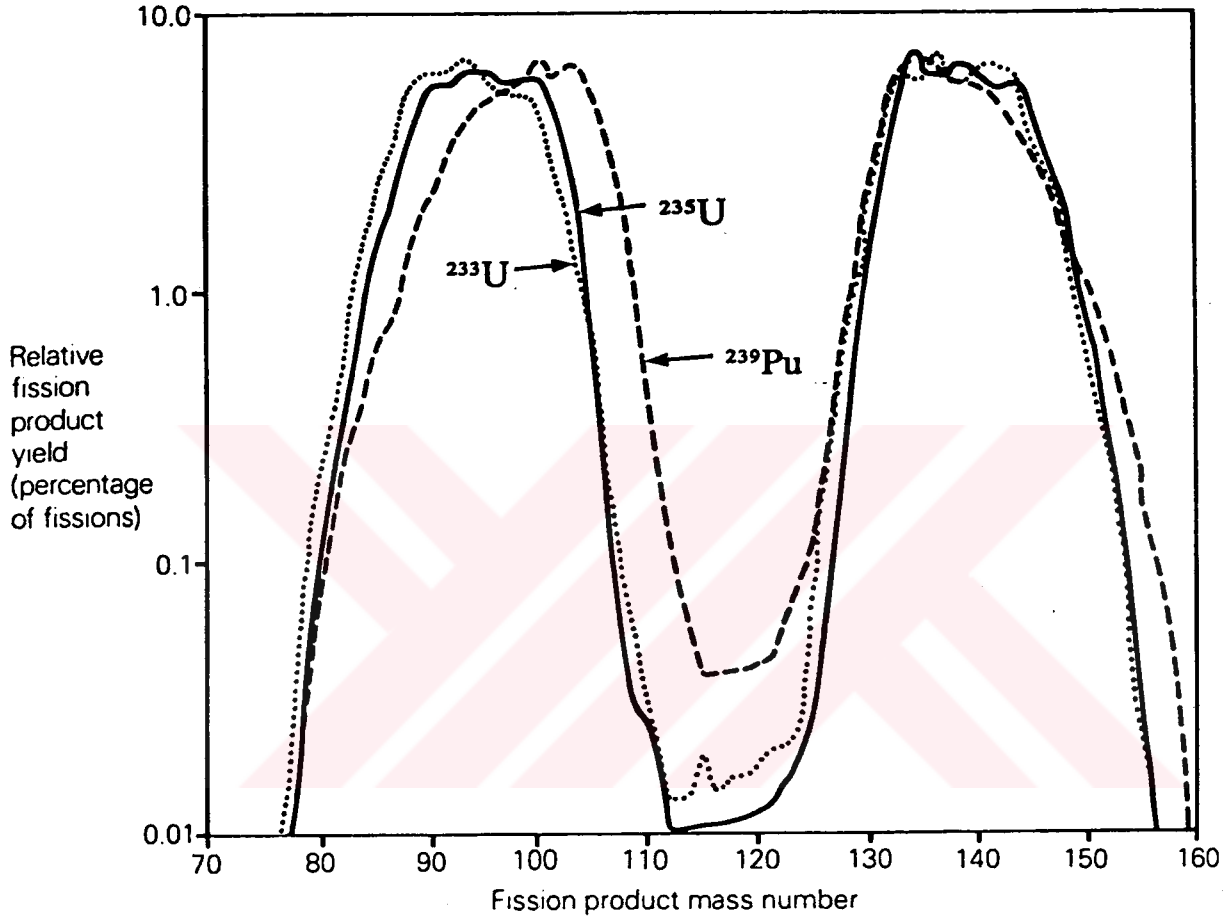
Fisyon öncesi			Fisyon sonrası		
Parçacık	235,124	akb	Parçacık Mo-95	94,945	
Nötron	1,00897	akb	La-139	138,955	
	+		İki nötron	2,01794	
			+		
	236,13297	akb			
	235,91794				235,91794
	-				
	0,215	akb			

0,215akb'lik kütle kaybı olduğu görülür. 1akb = 931MeV olduğuna göre, bir U-235 atomunun fisyonlanmasıyla  $931 \times 0,215 = 200\text{MeV}$  enerji açığa çıktığı görülür.

Fisyon parçacıklarının kinetik enerjisi, kendisini ısı olarak gösterir. Gama ışınları ve uzaklaştırılan nötronlar nötrinolarla beraber dışarı taşınır. Enerjinin kalan miktarı ise radyasyon yoluyla dağılır.



Kısaca; her bir U-235 atomunun fisyonlanmasıyla elde edilen ısı 200MeV' tur ve  $U^{235}$  in 1 gramının tam olarak fisyonlanmasıyla, günlük 1 MW' lık toplam enerji miktarı elde edilir. Bu değer; kömürün yaklaşık olarak 2,5 tonunun yakılmasıyla üretilen ısı miktarına eşittir. Fisyon kütle kazancı(Örnek olarak fisyon ürünleri sonucu oluşan fisyonların %'si) şekil 1.10' de gösterilmiştir.



Şekil 1.10 Fisyon ürünü kütle kazancı(Marshall, 1983a)

Sonuç olarak, fisyon yöntemi ile;

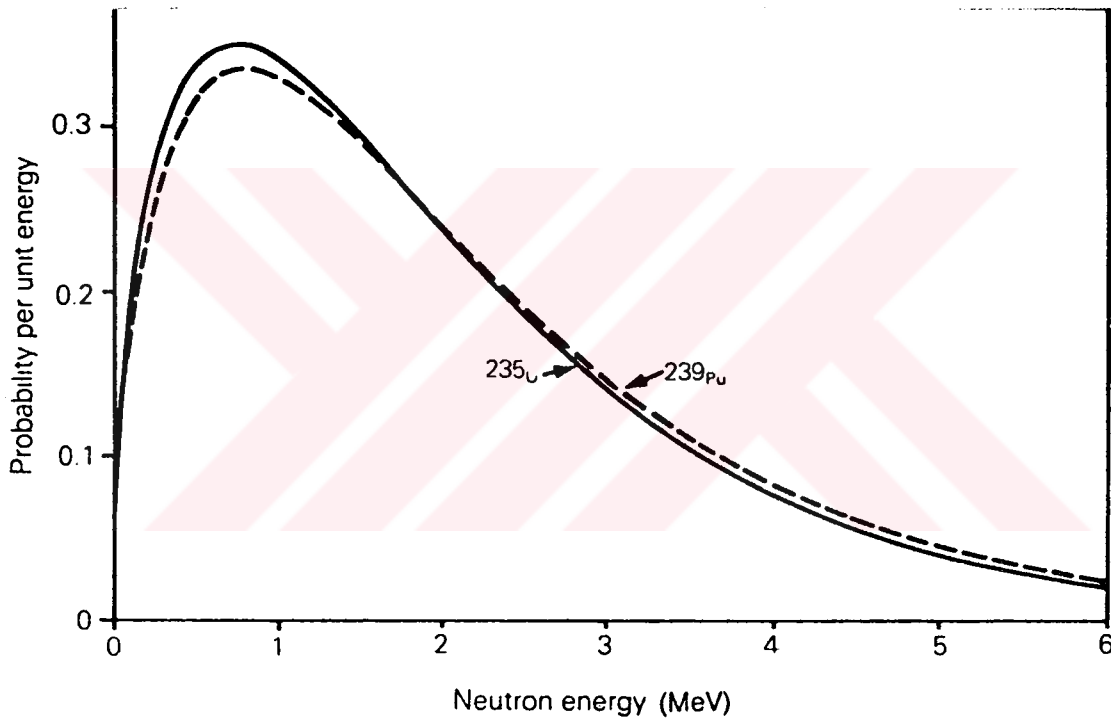
- a-) Isı; yani, enerji yararlı ürün olarak serbest kalır.
- b-) Zincir reaksiyonunu çoğaltmak ve sağlamak için nötronlar uzaklaştırılır.
- c-) Fisyon ürünleri veya bölünen çekirdeğin parçacıkları uzaklaşır.

### 1.3.1 Zincir reaksiyonu

U-235 çekirdeğinin fisyonlanması sonucunda ortalama 2,5 nötronun dışarı atıldığını biliyoruz. Kendi kendine yeter bir reaksiyonun(zincir reaksiyonu) sağlanabilmesi için, fisyonlanabilen çekirdeğin(U-235 ve sonrası plütonyum) nötronları yakalayarak fisyon yapabilme olasılıklarını

arttırmak gerekir. Her bir fisyon ile serbest kalan iki veya üç nötrondan biri, diğer çekirdeği bölerek fisyonu sebep olabiliyorsa bir zincir reaksiyonu sağlanacaktır. Zincir reaksiyonunun devamı, kritik kütle olarak adlandırılan nötron üretimi ve kayıpları arasındaki dengeye bağlıdır.

Fisyon sonrasında yaklaşık  $10^{-7}$  ile  $10^{-11}$  sn. içinde, hızı yaklaşık olarak 2000 km/s ve kinetik enerjisi de 2MeV olan hızlı nötronlar üretilir(şekil 1.11).Yavaş nötronların, hızlı nötronlara göre, çekirdeğin çevresinde daha fazla kalarak çekirdek ile nötron arasındaki bir reaksiyona sebep olma ihtimali daha yüksek olduğundan dolayı, hızlı nötronlardan kinetik enerjinin koparılması gerekir. Bu olaya yavaşlatma yöntemi ve yavaşlatma elemanına da moderatör adı verilir.



Şekil 1.11 Nötron enerji dağılım spektrumu(Marshall, 1983a)

Yavaşlatma yöntemi boyunca moderatörlü nötron etkileşimi, enerjik nötronlar ve atomik çekirdeği arasında bir seri bilardo topunun elastik çarpışmaları şeklinde resimlenebilir. Nötronun hızı, hafif çekirdek ile birçok çarpışma yaptıktan sonra çekirdek ile aynı kinetik enerjiye sahip olana kadar azalır. Bu olay, moderate eden atomun kütlesiyle ters orantılı olarak değişen bir miktar nötron enerji kaybından dolayı oluşur. Gerçekte, moderatör atomları hareketsiz olmadığı için hareketler, sıcaklık ve moleküler güçlere bağlı olur. Çekirdeğin sıcaklığına bağlı olan bu enerji, termal enerji mesafesi olarak adlandırılır. Enerji seviyeleri bu seviyeye indirgenmiş nötronlar ise, termal nötronlar olarak isimlendirilir.

İyi bir moderatörün, nötronların hızını onları yutmadan azaltması gerektiğinden, büyük bir dağıtma kesitine ve küçük bir yutma kesitine sahip olması gerekir. Çizelge 1.3’de bazı yaygın elementlerin kesitleri gösterilmiştir. Çizelge 1.3’ten görüldüğü gibi; düşük yutma ve yüksek dağıtma kesitli elementler hidrojen, berilyum ve karbon iyi birer moderatördür.

Element veya İzotop	Kesitler(barns)		
	Yayılma	Yutulma	Fisyon
H	20-80	0,33	
He	1,55	0,008	
Be	7	0,01	
Be	4	750	
C	4,8	0,0045	
O	4,2	$0,2 \times 10^{-3}$	
Ni	17,5	4,5	
Fe	11	2,5	
Zr	3	0,4	
Cd	7	2400	
	8,3	0,2	
	8,2	7,5	4
Pd	8,2	700	580
U(doğal)	8,2	2,8	0
Pu-239	9,6	1095	664
U-233	...	590	530
Th-232	11-15	7	0,0002

Çizelge 1.3 Termal nötronlar için bazı elementlerin kesitleri(Graw, 1957)

Moderatör atomlarının etkililiğini karşılaştırmanın bir yolu moderate etme oranıyla yapılır.

$$\text{Moderate etme oranı} = L \cdot \sigma_s / \sigma_a \quad (1.5)$$

(1.5) eşitliğinde,  $\sigma_s$ ; epitermal nötronların dağılma kesitini(1-1MeV’ luk enerjiye sahip)  $\sigma_a$ ; termal nötronların yutulma kesitini ve L’ de; her çarpışma sonrası nötron enerji kaybını ifade eder.

### 1.3.2 Zincir reaksiyonunun kontrolü

Yukarıda da belirtildiği gibi, zincir reaksiyonunun devamlılığını sağlayabilmek için bir fisyonun diğer bir fisyonu üretebilmesi gerekir.

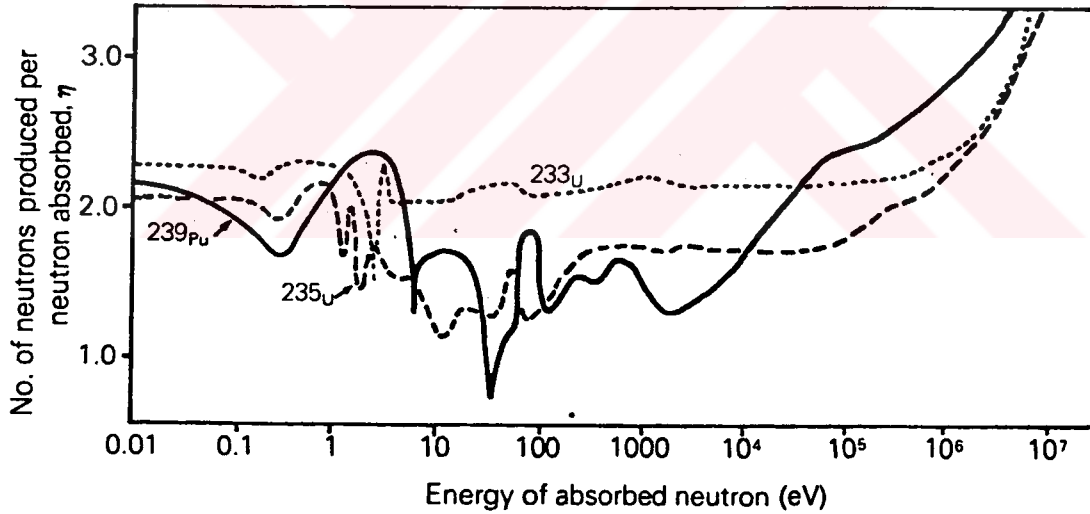
Fisyon sonucunda doğan nötronların dört olasılığı vardır. Bu nötronlar;

a-)Fisil malzemeler tarafından yakalanabilir. Fisyon sonrası üretilen nötronların yakalanan nötron sayısına oranı  $\eta$  ile ifade edilir ve  $\eta > 1$  zincir reaksiyonun devamı için gerekli koşuldur(şekil 1.12).

b-)Fisyona sebep olmadan fertil malzemeler tarafından yutulabilir. Fertil malzemenin nötron yakalanması için mevcut sayı;  $C = \eta\epsilon - 1$ -diğer kayıplar' dır. Burada; C, yeni fisil atomlarının sayısını dönüştürme oranını ve  $\epsilon$ , yakınlık birim faktörünü ifade eder.

c-)Reaktörden kaçabilir veya(Nötronların fisil olmayan maddelerle etkileşmesini ya da reaktörden sızmasını önlemek için, reaktör kalbinin etrafına reflektörler koyulur)

d-)Yapısal malzemeler ile yakalanabilir.



Şekil 1.12 Fisil izotopların fisyon sonucu ürettiği nötronlar(Marshall, 1983a)

Bir zincir reaksiyonunu devam ettirilebilmesi için; fisyon nötronlarının, nötron kayıplarını aşması gerekir.

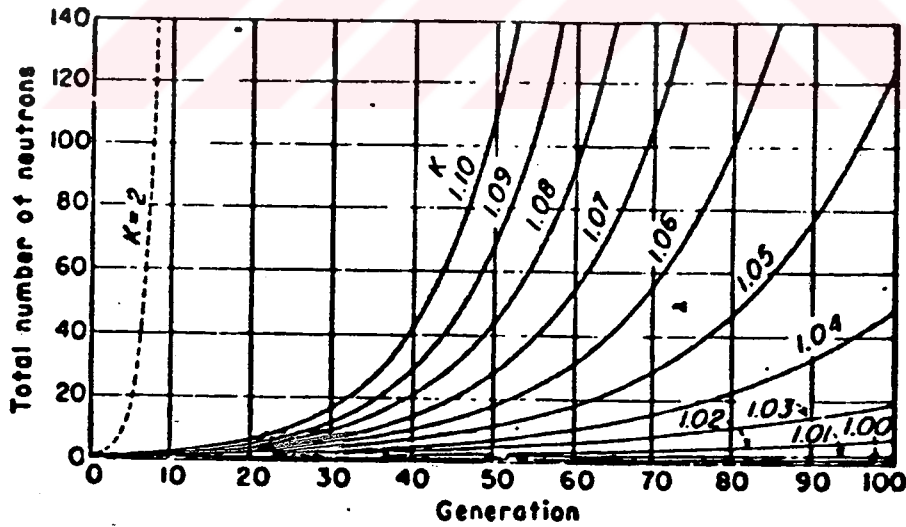
Bir fisyon sonucu üretilen nötron sayısının bütün üretilen nötron sayısına oranını ifade eden k çarpışma faktöründen yararlanılarak zincir reaksiyonlarının devam edebilme olasılıkları elde edilebilir. Çarpışma faktörü (k), yeni bir bölünmeye neden olan nötronların sayısının bir kuşaktan ötekine ortalama olarak kaç kere arttığını gösterir. Reaksiyonda örneğin, 100 bölünmeden 250 yeni

nötron doğmuş ve bunların sadece 150'si yeni bölünmelere neden olmuş olsun. Bu takdirde, başlangıçtaki 100 bölünmeyi meydana getiren nötronlar yerine 150 nötron, yani ilk nötronların 1 tanesine karşı 1,5 nötron bölme reaksiyonu gerçekleşmiştir. Bu 1,5 sayısı, zincirleme reaksiyonunun çarpışma faktörüdür. Faktörün bu örnekteki gibi 1'den büyük olması halinde zincirlemede bölme görevini yapabilecek olan nötronların sayısı artar ve reaksiyon hızlanır. Faktör 1'den küçükse reaksiyon bir zaman sonra durur. Faktörün 1'e eşit olması halinde ise, sabit şiddette yürüyen bir çekirdek reaksiyonuna karşılıktır.

Şekil 1.13'de; yüzüncü üretime kadar  $k$ 'nın değişik değerleri ile büyüyen nötronların sayısı gösterilmektedir. Eğrilerde ilk üretim; bir nötrondan başlayarak  $k=2$  olana kadar hızlıca büyür. Bu eğri;

$$N = k^{n-1} \quad (1.6)$$

temeline dayanır. (1.6) eşitliğindeki  $N$ ;  $n$ . üretimde fisyonu sebep olan nötronların sayısını ifade eder. Bir nötron ve  $k=1,05$ 'lik bir çarpışma faktörüyle başlayan bir zincir reaksiyonunun 1000. üretimdeki nötronların sayısı  $1,05^{1000-1}$  veya 1,472 milyar nötrondur.



Şekil 1.13 Çeşitli  $k$  değerlerindeki nötron artışı(Gray, 1957)

Bir reaktörde çalışılabilir  $k$  değerlerini elde etmek için; nötron üretimi ve nötron kayıpları hakkında daha çok şey bilmemiz gerekir. Bunun için, doğal uranyum kullanan bir ısı reaktörünü inceleyelim. Doğal uranyum kullanan bir ısı reaktöründe fisyonlama sonucu uzaklaşan nötronlar hızlıdır. Bu nötronlar U-235 ile U-238'i fisyonlayabilir. Doğal uranyum; hızlı nötronlar için 0,015 barn ve

yavaş nötronlar için de 3,92 barnlık bir fisyon kesitine sahiptir. Bu nedenle, zincir reaksiyonunun sağlanabilmesi için nötronların yavaşlatılmaları gerekir.

U-235 veya Pu-239 ile zenginleştirilmiş doğal uranyum, hızlı nötronlar ile de zincir reaksiyonu yapabilir. Bu olasılığı ölçmek için; fisyonlama ile üretilen hızlı nötronların toplam sayısının, ısıl nötron fisyonu ile üretilen bütün nötronlarına oranı diye ifade edilen,  $\epsilon$  (epsilon) ile gösterilen hızlı fisyon faktöründen yararlanılır. Bir örnek verirse; reaktörün başlangıcında  $n$  kadar nötron varsa, bu nötronlar moderatörde yavaşlatılmadan önce artabilecektir. Bir hızlı nötronun U-238 ile fisyon yapamadan ısıl seviyeye ulaşma kabiliyeti kaçak rezonans olabilirliği ( $p$ ) olarak ifade edilir. Böylece,  $n.e.p$  nötronları tamamen ısınmış duruma ulaşır. Bu ısıl nötronlar o zaman; uranyum, moderatör, soğutma, yapısal malzemeler ve reaktör kalbindeki diğer maddeler ile yutulur. Fisyonu sebep olan nötronlar ısıl yararlanma faktörü ile ( $f$ ; fisyonu sebep olan nötronların, ısıl nötron yutularına oranı) ifade edilir.

Fisyonlama olduğu zaman hızlı nötronların ortalama bir sayısı, ( $\eta$ ) U-235 için yutulan her bir ısıl nötron için üretilir. İlk üretimde  $n$  hızlı nötronlar ile başladığımızdan dolayı, sonraki üretim  $n.e.p.f.\eta$ 'li hızlı nötronlara sahip olacaktır. O zaman, çarpışma faktörü;

$$k = \frac{n.e.f.\eta.p}{n} = e.p.f.\eta \quad (1.7)$$

şeklinde olur. (1.7) eşitliğinde;  $\eta$  ve  $e$ , yakıtın özelliklerine bağlı olduğundan dolayı herhangi bir miktarının değiştirilememesine karşın, yakıtın doğası, malzemelerin dizilişi ve yakıt oranıyla ters olarak değişen moderatöre bağlı olan  $p$  ve  $f$  değiştirilebilir.

Bir reaktörde moderatör miktarının artırılmasıyla, fisyon yapamayan nötronların U-238 ile yutulmadan ısıl enerji seviyesine ulaştırılmasından dolayı,  $p$  yükselir.  $p$ 'nin yükselmesi,  $f$ 'yi azaltır. Moderatör miktarının azaltılmasıyla da  $f$  yükselir.  $f$ 'nin yükselmesiyle, fisyon yapamayan nötronların U-238 ile yutulmasından dolayı  $p$  düşer. En iyi yerleştirme ve diziliş,  $pf$  üretimini maksimum verecek şekilde yapılmalıdır.

Bu problemi yenebilmek için en kolay yollardan biri; U-235'in %0,7'sinden fazla uranyum kullanmak, yani, yakıtı zenginleştirmektir. U-235'in yükselmesi  $p$  ve  $f$ 'yi artırır.  $p$  faktörü; U-238 az olduğundan ve fisyon yapmama olasılığının azalmış olmasından dolayı yükselir. Isıl reaktörlerde zenginleştirilmiş yakıt kullanılması, moderatör miktarını azaltır.

Reaktör ısı çıkışı veya güç seviyesi nötron çoğunluğuyla ilgilidir. Nötron çoğunluğu; birim hacimdeki nötron sayısı ile ilgili olan nötron yoğunluğuyla veya birim zamanda birim alan içerisinden geçen nötron akısıyla ifade edilir. Yukarıda belirtildiği gibi; U-235 fisyonu sonucunda, nötronların yaklaşık %99,25'i fisyon sonrası ani olarak yaklaşık  $10^{-14}$  saniyede çekirdeğin dışarısına atılır. %0,75'i ise (geciktirilmiş nötronlar) birkaç dakikalık periyot içinde çekirdeğin dışarısına atılır.

Kontrol sistemi, çabuk nötronların kısa zaman faktörü ile idare edilemediğinden, geciktirilmiş nötronlar ile idare edecek şekilde dizayn edilir. Reaktör kontrolü; nötron üretimi-nötron kaçacağı-nötron yutumu = net fazla nötronlar arasındaki ilişkiye bağlıdır. Sabit seviyeli bir zincir reaksiyonunu sağlamak için, net fazla nötronların sıfır olması gerekir. Reaktör güç seviyesi; nötronların fisyon yapmadan yutulmasıyla reaktör kalbindeki yakıtın miktarı ile kontrol edilebilir.

Nötron kaçacağı bir reflektör ile kontrol edilebilir. Reflektör kalbin etrafını çeviren demirden oluşan silindirik bir yapıdır. Reflektör malzemesi genellikle; zehirli olan boron veya kadmiyumdur.

Reaktör ilk çalışmasından tam yüklü çalışmasına geçerken nötron yoğunluğu ifadesi, sıfırdan yüz milyonlara hatta yüz milyarlaraya ulaşır. Reaktörün dizilişinde çubuklar; güvenlik ve ayarlanan çubuklar olmak üzere iki gruba ayrılır. Güvenlik çubukları hızlı hareket eden cihazlarla donatılır ve kontrol donanımında içten kilitli olup ani olarak araya yerleştirilebilir.

Bir reaktörü çalıştırmak için çalıştırıcının güvenlik çubuklarını geri çekmesi gerekir. Bu geri çekme olayı yavaşça yapılır. Çubuk pozisyon indikatörleri çubuk hareketlerini ve periyot kaydedici de nötron yoğunluğunun değişim oranını gösterir. Yavaş nötron birikimi, bir zincir reaksiyonunun başlamakta üzere olduğunu ifade eder. Reaktörde, istenen güç seviyesine ulaşılabilmesi için çarpışma faktörünün değeri 1'in üzerinde tutulur. İstenen güç seviyesine ulaşıldığı zaman çubuklar, çarpışma faktörünün 1 yapılabilmesi için geriye hareket ettirilir. Güç seviyesini değiştirmek için çubuklar yeni bir seviyeye ulaşınca kadar hareket ettirilir.



Bir reaktörde ısı çıkışı, nötron yoğunluğuna bağlı olur. Popülasyonun bir derece büyümesine izin vererek nötron yoğunluğunu arttırdığımız zaman seviye daha yüksek bir noktaya çıkar. Kontrol çubuğu, popülasyonun aşırı büyümesini engeller.

Bir reaktörün kapatılması nötronların azaltılmasıyla sağlanır. Reaktörü ilk olarak çalıştırmak için, istenen güç seviyesine ulaşıncaya kadar üretilen nötronlar kontrollü olarak artırılır. Bir üretimdeki nötron sayısının, bir önceki üretimde üretilen nötron sayısı olarak ifade edilen  $k$  oranı;  $k=1$  olduğu zaman, zincir reaksiyonu sabit bir seviyede tutulmuş olur.  $k<1$  olduğu zaman, reaktör gücü azalır ve  $k>1$  olduğu zaman da reaktör gücü; her bir nötron, yeni bir nötrondan daha fazlasını ürettiği için hızlıca yükselir.

Kontrol çalışmalarında, zincir reaksiyonunun sağlanabilmesi için, fisyon öncesi ve sonraki nötron popülasyonundaki değişimi ifade eden reaktivite terimi;

$$\rho = \frac{k-1}{k} = 1 - \frac{1}{k} \quad (1.8)$$

eşitliği ile hesaplanır.  $p=0$  olduğu zaman; reaktör gücü sabit kalır,  $p$ , pozitif olduğu zaman reaktör gücü artar ve  $p$ , negatif olduğu zaman ise; reaktör gücü azalır.

Reaktörlerin benzer bir özelliği kısa zamanda büyük ısı üretebilmeleridir. Bu ısınn radyoaktif bozunma ve yavaşlatılmış nötronlar sebebiyle oluşmasına karşılık, ısınn fazlasının ortadan kaldırılması ve reaktör sıcaklığını güvenli sınırlar içerisinde tutma görevi de soğutucuya aittir.

Bu bilgiler ışığında bir reaktör; yakıt(Doğal uranyum)(bazı zamanlarda yakıtın zenginleştirilmesi ve radyasyon kararlılığı için yakıt element eklemek gerekebilir), zincir reaksiyonunu sağlamak için bir reflektöre(nötron yansıtıcı), fisyon sonucu zararlı radyasyonlar oluşacağından dolayı bunları güvenli hale getirmek için bir kalkana ve fisyon tarafından üretilen ısıyı kaldırmak için bir soğutma sistemine sahip olmalıdır.

Soğutucunun; istenen sıcaklık aralığının üstünde kazan ve kalp malzemeleriyle kimyasal olarak uyum içinde olması, kabul edilebilir bir fiyatta büyük miktarlarda bulunması ısınn kalpten kazanlara hareket etmesini sağlayacak pompalama gücünün minimum olması, soğutucu basıncının

reaktör güvenliği ve yapısal maliyetlere göre kabul edilebilir olması ve reaktör kalbi içindeki şiddetli  $\gamma$  ışını ve nötron iradyasyonu altında kararlı olması gerekir. Pompalama gücünün minimum yapılması daha düşük bir akış değeriyle(viscosity) sağlanır.  $(C_p^{2,8} \cdot P^2) \setminus (\mu \cdot 0,2)$  Burada  $C_p$ : sabit sıcaklıktaki özel ısı,  $p$ : yoğunluk ve  $\mu$  viscosity olarak ifade edilir.



## 2. NÜKLEER SANTRALLER

Nükleer santraller, termik santrallere çok benzer. Aralarındaki tek fark; termik reaktörlerde ısı kaynağı olarak kullanılan kazan yerine nükleer reaktörlerde reaktör kullanılmasıdır. Reaktörde üretilen buharın türbinde genişleyerek jeneratör milini döndürmesiyle elektrik enerjisi üretilir. Türbinden çıkan basıncı düşük buhar, kondenserde soğutma kulesinden gelen soğuk su ile soğutularak besleme suyu ısıtıcılarından geçirilmesiyle reaktörün içine tekrar basılır.

Nükleer santraller kullanılan reaktör tipine göre sınıflandırılırlar.

### 2.1 Reaktör Tipleri

Nükleer reaktörler; nükleer fisyonu sebep olan nötron enerjisine (termal ve hızlı reaktörler) ve fisyonlanabilir malzeme, su ve moderatörlü fiziksel dizilişine (homojen ve heterojen reaktör) göre olmak üzere iki yolla sınıflandırılabilir.

#### 2.1.1 Termal Reaktörlerin Yapısı ve İşleyişi

Nükleer reaktörü oluşturan elamanların en önemlisi uranyum yakıtıdır. Uranyum, nükleer yakıt olarak kullanılmadan önce, reaktörlerin büyük çoğunluğunda izotopik olarak zenginleştirilir. Saf uranyum metal, elde olunması güç ve üstelik özellikleri yönünden zayıf bir malzeme olduğundan tercih edilmez. Günümüzün reaktör yakıtı uranyumdioksittir.  $UO_2$ , toz halinde elde edildikten sonra, küçük silindirler şeklinde sıkıştırılır, sinterlenir ve sonra taşlanarak istenilen ölçülere getirilir. Büyük bir reaktörde yakıt silindirciklerinin sayısı milyonun üzerindedir.

Uranyum silindircikler kendileri ile aynı çapta yapılmış zar kadar ince cidarlı borular içine peş peşe dizilirler. Boru boydan boya dolunca, iki ağzı kaynakla sızdırmaz şekilde kapatılır. Böylece yakıt çubukları elde edilir. Büyük bir reaktörde yakıt çubuklarının boyu 4 metre ve sayıları 50 bin civarındadır. Yaklaşık 300 kadar yakıt çubuğu birbirine bağlanarak yakıt demetleri veya yakıt elamanları oluşturulur. Her yakıt elemanı vinç yardımıyla reaktörden alınabilir ve yerine bir yenisi konabilir. Reaktör her yıl bir kez doldurulur ve yakıtın üçte biri yenilenir.

Uranyum, oluşacak radyoaktif fisyon ürünlerinin reaktörün içine rast gele dağılmasını önlemek için bir zarf borusu içerisine koyulur. Kullanılmış yakıt çekilip alındığı zaman bütün çöplerin ve

artıkların çıkıp gitmesi sağlanmış olur. Yakıt zarfı, ısının geçişine mani olmayacak şekilde ince yapılır.

Reaktörü oluşturan ikinci temel eleman nötron yavaşlatıcıdır. Nötron yavaşladıkça fisyon yapma yeteneği artar. Parçalanmış uranyum atomundan nötronlar ortalama 2MeV kinetik enerjiyle doğar. Bu enerjideki nötronun hızı 64 milyon km/saattir. Böylesine yüksek hızlarla uranyum atomlarına çarpan nötronların yeni fisyonlar yapma ihtimali oldukça düşüktür. Bu nedenle; nötronlar iyice yavaşlatılarak, kinetik enerjilerinin ortamı oluşturan atomların o sıcaklıkta sahip oldukları titreşim enerjisi düzeyine indirilmesiyle fisyon yapma ihtimali 300 misli artırılır. Bu enerjiye kadar yavaşlatılan nötron, çevresi ile termal dengeye geldiğinden bu nötronlara kısaca termal(ılık) nötronlar adı verilir. Bu en düşük sıcaklıktaki nötronların hızı, 20°C’de 8 bin km/saattir. Nötronların yavaşlaması ortamdaki atomların çekirdeklerine çarpa çarpa olur. Olay bir bilyarda topunun diğerlerine çarparak yavaşlamasına benzer. Nötron, sadece uranyum çekirdeklerine çarparak yavaşlayacaksa, fisyonla doğan bir nötronun termal enerjiye inebilmesi için 2160 çarpma yapması gerekir fakat nötron, hidrojen atomunun çekirdeğiyle alını alına yapacağı tek bir çarpışma ile bütün enerjisini bitirebilir. Hidrojen atomunun çekirdeği tek bir protondan oluştuğundan ve kütlesi de pratik olarak nötronla aynı olduğundan dolayı, reaktörlerde nötron yavaşlatıcı olarak içinde hidrojen bulunan su kullanılmaktadır.

Reaktörde uranyum yakıt, bir su banyosu içine daldırılmış uzun çubuklar şeklinde durur. Fisyonla, büyük enerjilerle doğan nötronlar, incecik yakıt çubuklarından ve onun zar kadar ince zarfından geçerek dışarıya, su banyosu içine çıkar. Su tarafından yavaşlatılan nötronlar, rast gele dolanmaları sırasında, tekrar uranyum yakıt içine dalmalarıyla nükleer fisyon olayının başlamasına ve onun zincir reaksiyonu şeklinde sürmesine yol açar. Fisyon reaksiyonundan meydana gelen çok yüksek ısının yakıtı kızıştırmasını önlemek için, bir soğutucu akışkan tarafından dışarıya taşınması gereklidir. Bunun için su, bir pompa yardımıyla devrettirilir.

Reaktörü oluşturan dördüncü temel eleman kontrol çubuklarıdır. Reaktör kontrol edilmezse, yükselen ısı ile kendi kendini tahrip eder. Reaktörün kontrolü içerdeki nötronların kontrol edilmesi ile mümkün olur. Ortamda nötronlar çoğalıyorsa güç yükselir, azalıyorsa güç düşer. Ortamda nötron kalmazsa reaktör durur. Reaktör içine, nötronları yutma kabiliyetine sahip hafif malzemeler daldırılırsa, ortamdaki nötronları yutarak durdurur. Kontrol çubukları dışarı çekilirse reaktör tekrar çalışmaya başlar. Böylece çubuklar istenen mesafeye çekilerek, reaktörün istenen güçte çalışması sağlanmış olur. Kontrol çubukları çekme kuvveti gayet iyi hesaplanmış elektromıknatıslarla

asılmıştır. Reaktöre zarar verebilecek her türlü olay esnasında, kendiliklerinden dökülerek reaktörü durdurur.

Basınç kabı, reaktör kalbini içine alan ve nükleer reaksiyonlarla, dışarının ilişkisini kesen bir muhafazadır. 1GW gücünde bir reaktörün kalbini çevreleyen basınç kabı 25 cm kalınlığında çelikten bir tanktır. Normal işletme koşulları olan 350°C sıcaklığa ve 160 atmosfer basınca dayanabilecek sağlamlıkta yapılmıştır.

Reaktör içindeki insanları radyasyondan korumak için çok kalın beton bir duvardan oluşan biyolojik zırh koyulur. Reaktörün montajı bitirilip, bir kez çalışmaya başladıktan itibaren, içerisi canlılara tamamen yasak olduğundan, işletme, bakım, tamirat, yenileme hep uzaktan kumanda ile dışardan yapılır. Dışarıdan bakıldığında görülen penceresiz bina reaktörün güvenlik kabuğudur. Reaktör içerisinde olabilecek bir kaza sonucu havaya, suya ve toprağa, gaz ve sıvı sızıntıların ulaşmasını engeller. Gerek normal işletme halinde ve gerekse kaza halinde içerideki hava ve su dışarıya filtrelerden süzülerek ve radyoaktiviteden arınmış olarak çıkar.

Kısaca; termal reaktörlerde; U-235'in fisyonlanabilmesi için, yüksek hızlı nötronların hızlarını azaltan moderatörler kullanılır. Yakıtı, doğal uranyum veya U-235 olan az zenginleştirilmiş uranyum yakıtı kullanan bunun gibi reaktörlerde, moderatör kullanılmasına rağmen, yakıtı U-235 olan hızlı reaktörlerde moderatör kullanılmaz.

Grafite ek olarak; moderatör olarak, doğal uranyum için ağır su, zenginleştirilmiş uranyum için hafif su kullanılır. Bu nedenle, suyun; moderatör ve ısının reaktör kalbinden dışarıya taşınmasını sağlaması sebebiyle bir soğutucu görevi gördüğü üzere iki görevi bulunmaktadır.

### **2.1.2 Hızlı Reaktörün Yapısı ve İşleyişi**

Hızlı reaktörün iki temel özelliği vardır. Birinci özelliği; reaktörün hızlı nötronlarla çalışması ve bu nedenle, reaktörde nötron yavaşlatıcı ortam kullanılmamasıdır. Nötronlar, fisyonun doğdukları enerjileri ile kullanılırlar. Bu enerjilerdeki fisyon verimi düşük olduğundan, zincir reaksiyonunun sürebilmesi için, termal reaktörlerde olduğundan çok daha zengin yakıt kullanılması gerekir. Bu sebepten dolayı hızlı reaktör; yüksek zenginlikte, % 25 oranında uranyum izotopu yakabilir. Yanan  $U_{235}$ ' in miktarından % 120 daha fazla plütonyum üretilir. Üretilen plütonyum, reaktör yakıtını zenginleştirmek için kullanılır. Bu da, reaktörün ikinci temel özelliğidir.

Hızlı reaktörün yakıtı zengin uranyumdur. Uranyumun  $U_{235}$  izotopu yönünden zenginleştirilmesi aşırı pahalı bir işlem olduğundan doğal uranyumun içine plütonyum katmak sureti ile zenginleştirmek ekonomik olmaktadır. % 75 oranında uranyum oksit( $UO_2$ ) ile %25 oranında plütonyum oksit( $PUO_2$ ) tozları karıştırılır. Karışık oksit sıkıştırılır, sinterlenir ve 7 mm. çapında ince, kısa silindirler şeklinde taşlanır. Bunlar yaklaşık 1m. boyunda paslanmaz çelikten yapılmış ince cidarlı borular içine sürülür. Boru dolduktan sonra ağzı kaynakla sızdırmaz şekilde kapatılır. Elde edilen bir yakıt çubuğudur. 250 kadar yakıt çubuğu bir araya getirilerek bir yakıt elemanı oluşur.

Hızlı reaktöre, kendisiyle aynı güçte olan basınçlı su reaktörünün sadece üçte biri kadar yakıt yüklenir. Diğer reaktör kalplerine göre hızlı reaktörün kalp hacmi; küllü az yakıt kullanıldığından, aynı güç için reaktöre yüklenen uranyum azaldığından ve nötron yavaşlatıcı malzeme kullanılmamasından dolayı kapsayacağı hacim azalmaları sebebiyle üçte birine düşer.

Nükleer yakıt içinde oluşan fisyon ısını dışarı almak için soğutucu akışkan kullanmaya hızlı reaktörde de ihtiyaç vardır. Ancak termal reaktörlerde kullanılan soğutucu akışkanlar (su, ağır su, gaz) nötron yavaşlatma özelliğine sahip olduklarından, hızlı reaktörde kullanılmazlar.

Hızlı reaktörde soğutucu akışkan olarak; fazla nötron yutmayan, erime ve buharlaşma sıcaklıkları arasındaki büyük fark sebebiyle ona sıvı halde büyük miktarda ısı yüklenebilecek olan(ergime sıcaklığı  $98^{\circ}C$ , buharlaşma sıcaklığı  $883^{\circ}C$  dır) ergimiş sodyum metal, kullanılmaktadır.

Hızlı reaktörde kalbin iyice küçülmesi sebebiyle dışarıya olan nötron kaçaklarının artmaması için, reaktörün kalp çevresi uranyum battaniyeyle örtülür. Battaniye; nötronların tekrar içeri yansıtılmasını sağlayarak, enerji üretimi ve plütonyum üretimi kaybını önler.

Hızlı reaktörde, bir fisyonndan doğan ortalama 2.5 adet nötrondan, birisi enerji üretiminde ve diğeri de plütonyum üretiminde kullanılır. Kalan ortalama yarım nötron ya kaçarak veya reaktör bünyesine giren diğer elementler tarafından yutulur kaybolur.

Hızlı reaktör kalbi ve battaniyesi, sıvı sodyum havuzunun içine yerleştirilir. Reaktör kabının dışarıya giriş-çıkışı yoktur. Bu kap, ağzı kapaklı ve içi bir seviyeye kadar doldurulmuş kazandan ibarettir. Sodyum içine daldırılmış bir pompa ile kazan içine soğutucu akışkanı devrettirilir. Reaktörde ısınan sodyum yine aynı kazan içine daldırılmış bir ısı- değiştirgecinden geçirilir.

Burada, ısısını ikinci devre sodyuma aktarır. İkinci devre sodyumu, kazanın üstünden çıkan boru ile dışarıdaki buharlaştırıcıya gider ve orada üçüncü devre suyunu türbine göndermek üzere buharlaştırır.

Türbinden iş görerek çıkan çürük buhar yoğunlaştırıcuda dördüncü devre nehir veya deniz suyu tarafından soğutularak su haline getirilir. Hızlı reaktör % 40 dolayında ısı verimle çalıştığından dolayı, 1 kwh elektrik üretimine karşı dördüncü devreden doğaya atılan ısı 1.5 kwh dolayındadır.

Kısaca; hızlı reaktörde moderatör yoktur. Yakıt olarak zenginleştirilmiş yakıt kullanılmış olup, sıvı metal ile soğutulur. Yüksek hızlı nötronların kalp içindeki U-235'i fisyonlamasına rağmen, diğer nötronlar; fisyonlanabilir izotoplar için, kalbin etrafını çevreleyen battaniye içindeki fertil malzemeye dönüşür.

### **2.1.3 Homojen Reaktör**

Homojen bir reaktörde; yakıt olarak, hafif veya ağır su içinde çözülmüş uranyum sülfat, suyla karıştırılan uranyum oksit veya sıvı bizmutla uranyumun karışımı ve moderatör olarak da, grafit veya su kullanılabilir.

Sıvı uranyum yakıt, pompa yardımıyla reaktör içine pompalanır. U-235'in fisyonlanmasıyla karışım ısınır. Isınan karışım, reaktör dışından kazanın içine doğru hareket eder. Burada soğutulan karışım, pompa yardımıyla tekrar reaktöre geri gönderilir.

Taşıyıcı olarak kullanılan suyun kaynamadan tutulabilmesi için basınçlı olması gerekir. Eğer, yakıt olarak sıvı metal karışımı kullanılacaksa basınca gerek yoktur. Ancak; bir grafit moderatörün kullanılması gereklidir.

### **2.1.4 Heterojen Reaktör**

Bu reaktörün yakıt elemanları; metal uranyuma alüminyum, zirkonyum veya paslanmaz çelik kaplanmasıyla elde edilir. Kontrol çubukları ise, boron veya kadmiyumdan ya da her ikisinden yapılır.



Doğal uranyumun içi boş yakıt çubukları, saf granit olarak kabul edilen bir moderatör içerisine yerleştirilir. Moderatör; U-235'in fisyonlanması sonucu ayrılan yüksek hızlı nötronları, yatıştırıcı sıcaklıklarındaki gaz moleküllerinin hızına kadar azaltır. Çünkü; düşük termal hızlardaki nötronların, U-235 çekirdeğiyle yutulabilme şansı daha fazladır.

Moderatör ve yakıt çubukları, reaktörün kalbi içerisinde yer alır. Moderatör, aynı zamanda; kalpten kaçabilecek olan nötronları geri yansıtacak bir reflektör olarak da hareket eder. Demirden yapılan ve kalbin etrafını çeviren termal kalkan; kaçan nötronlar ve gama ışınları ile taşınan enerjinin büyük bir kısmını yutar. Soğutma kısmı bu enerjiyi dışarı taşıyan kalkanın üzerine akar. Demir kümeler ile doldurulan yüksek yoğunluk konsantrasyonlu biyolojik kalkan; reaktör tankını tamamen kuşatarak personel güvenliği için radyasyonu güvenli bir seviyeye indirir.

Reaktör tankının altından giren soğutucu, yakıt çubuklarının boş merkezleri içerisinden yukarı akar. Soğutucu; yakıt çubuklarında üretilen ısıyı dışarı taşınmasını sağlar ve en üstteki ağızdan reaktör tankını terk eder.

Çizelge 2.1'de; çeşitli reaktör tiplerinin yakıt, moderatör ve verim durumları verilmiştir.

Reaktör	Kullanılan	Yakıt	Moderatör	Soğutucu	Ortalama	Max.verim
Tipi	yakıt	kaplaması			yanma MW d/t	elektrik/ısı
Magnox	Doğal Uranyum	Magnezyum	Grafit	CO <sub>2</sub>	4500	35
AGR	%2.5 zenginleştirilmiş U <sub>2</sub> O	Paslanmaz çelik	Grafit	CO <sub>2</sub>	18000	44
PWR	%3 zenginleştirilmiş U <sub>2</sub> O	zirconyum	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	30000	33
BWR	%2.2 zenginleştirilmiş U <sub>2</sub> O	zirconyum	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	28000	33
SGHWR	%2.3 zenginleştirilmiş U <sub>2</sub> O	zirconyum	D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	20000	33
CANDU	Doğal U <sub>2</sub> O	zirconyum	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	7000	32
HTR	%10 zenginleştirilmiş U <sub>2</sub> O	Karbon ve silikon bileşiği	Grafit	He	100000	45
LMFR	%20 zenginleştirilmiş U <sub>2</sub> O	Paslanmaz çelik	yok	Na	100000	42

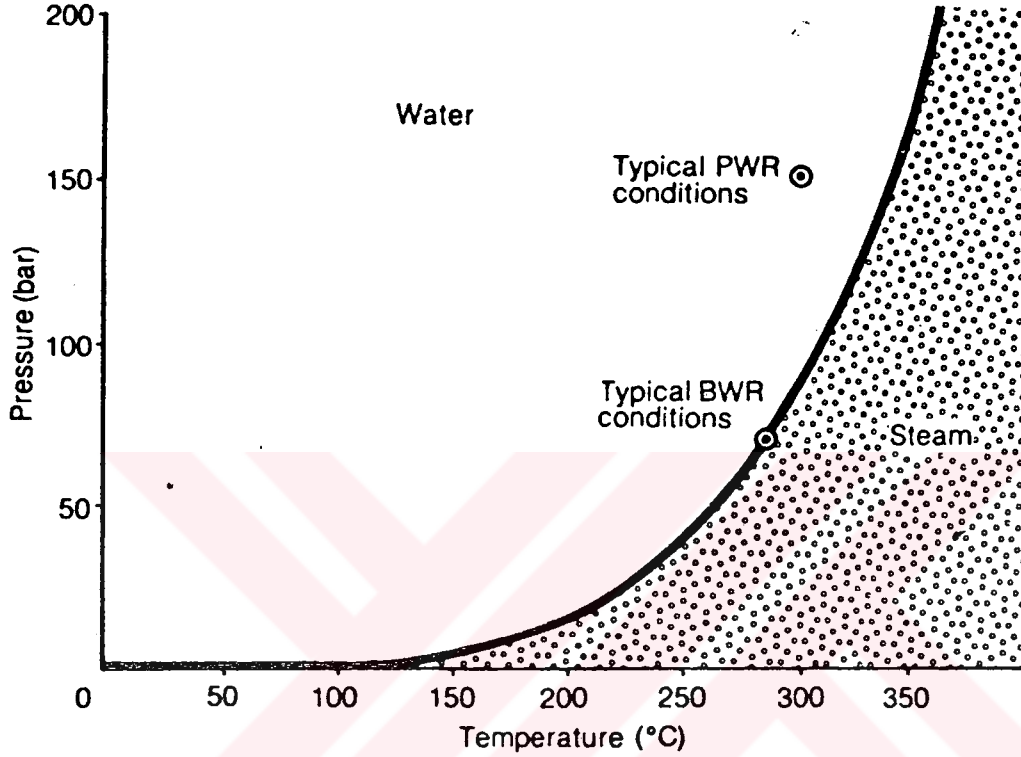
Çizelge 2.1 Çeşitli reaktör tiplerine ilişkin yakıt moderatör ve verim durumları(Marshall, 1983b)

## 2.2 Termal Reaktörler

### 2.2.1 Hafif su reaktörleri (Light water reactors-LWR)

Hafif su reaktörlerinde yakıt olarak zenginleştirilmiş uranyum U<sub>235</sub> yakıtı, soğutucu ve moderatör olarak da hafif su kullanılır. Reaktörde soğutucu olarak hafif suyun kullanılması; kütle akışının değerini azaltacak yüksek spesifik ısı, hacimsel akış değerini azaltacak yüksek yoğunluk ve pompalanan gücü azaltacak düşük viskozite sağlar. Aynı zamanda; hafif suyun daha iyi ısı geçirme yeteneğine sahip olmasından dolayı, aynı basınçta CO<sub>2</sub> ve Na'ınkinden daha büyük bir değere sahiptir. Suyun 100°C'ın üzerindeki sıcaklıklara ulaşp sistemin çalışmasına engel olmaması için, suyun kaynamasını sınırlayacak ve soğutmayı sürdürecekt ısı değiştirgeci kullanılır. Su, kalp sıcaklığına bağlı olarak atmosferik basıncın üstündeki bir basınç altında tutulur. Şekil 2.1'de doyma basıncının sıcaklıkla değişimi gösterilmektedir. Yükselen sıcaklıklarda yüksek basınçlara ihtiyaç

duyulduğu için; soğutma sıcaklıkları ve basıncının artmasına yardımcı olan termodinamik verim ve sıcaklık ve basıncı azaltmaya yardımcı olan yapısal şartları arasında bir denge olması gerekir. Pratikte bu denge sıcaklığı 300 °C'dır.



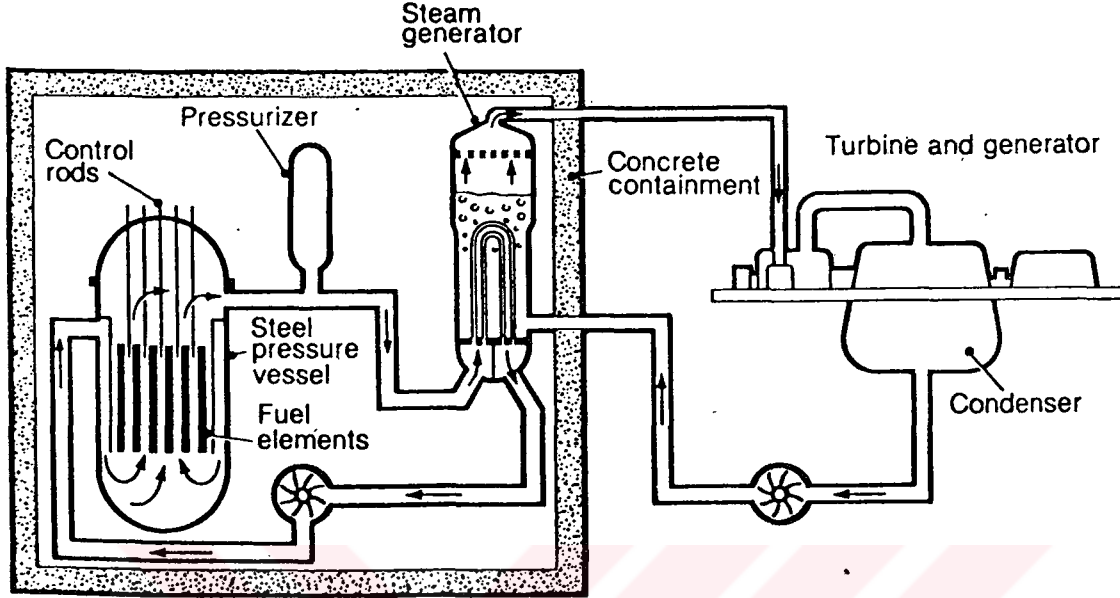
Şekil 2.1 Su sıcaklığı ve doyma durumundaki basınç(Marshall,1983a)

Hafif su; yüksek bir oranda nötronları yakalama veya absorbe etme kesitine sahip olduğundan dolayı moderatör olarak kullanılabilmelerine karşın, yakıtı doğal uranyum olan reaktörlerde kullanılamaz.

### 2.2.1.1 Basıncılı su reaktörleri (Pressured-water reactor – PWR)

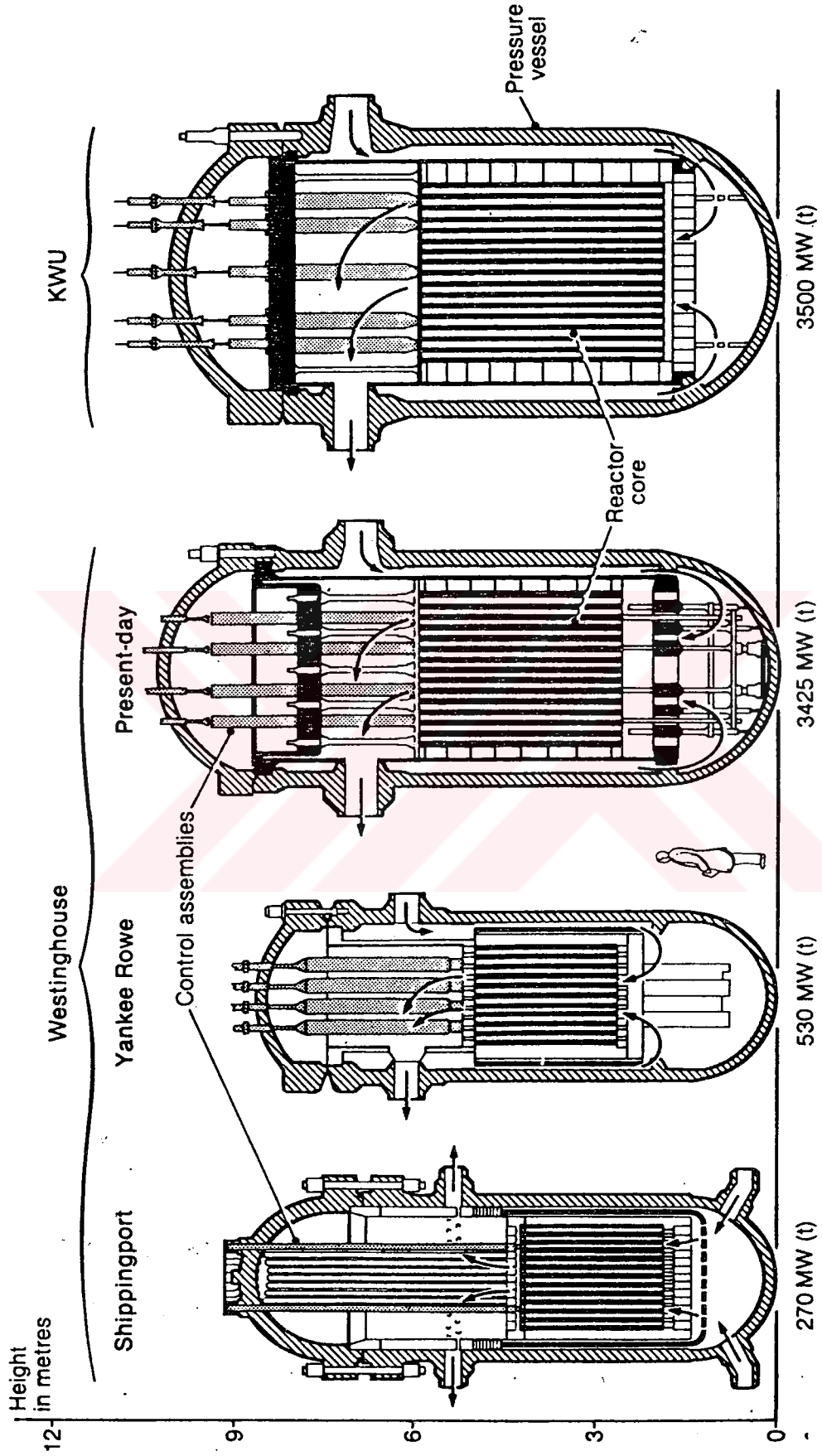
Şekil 2.2'de bir basıncılı su reaktörünün (PWR) şekli gösterilmiştir. Basıncılı su veya kaynar su, ısı-değiştirgeçleri(heat exchangers - ısıyı gövdeden başka bir yere transfer eden cihaz) yoluyla ilk devreden türbine ısıyı transfer etmek için endirekt bir yol kullanılması ve doyma değerinin altındaki bir sıcaklıkta iç reaktör soğutma devresinin devam ettirilmesi için ilk devre basıncının daha yüksek olması gerekir. (300 °C'de 150 Bar) İlk devre suyu, türbin kondenserden geri dönen besleme suyuyla direkt kontak halinde olan yüzey tüplerinin içinden sirküle edilir. Bu besleme suyu, turbo-jeneratörü döndürmek için buhar haline dönüştürülür ve besleme suyu-buhar devresi oluşumu ikinci

devre olarak adlandırılır. Bu reaktörde; türbin ve kondenserin içinden radyoaktif olmayan buhar geçer.



Şekil 2.2 Basınçlı su reaktörü-PWR(Marshall,1983a)

PWR sisteminde ilk devre basıncı; ilk devre ile dengede olan serbestçe ısıtılan bir basınç kabı olan basınç devam ettirici (pressurizer) yoluyla dengelenmesine karşın, BWR sistemindeki devre basıncı; buhar hatları içinde güçle çalışan kurtarma ve güvenlik valfleriyle ve reaktör gücünün değiştirilmesiyle kontrol edilir. Dünyada PWR reaktörleri genellikle denizaltı termal reaktörlerinin yapımında kullanılmıştır. Şekil 2.3'te PWR basınç kaplarından örnekler verilmiştir.



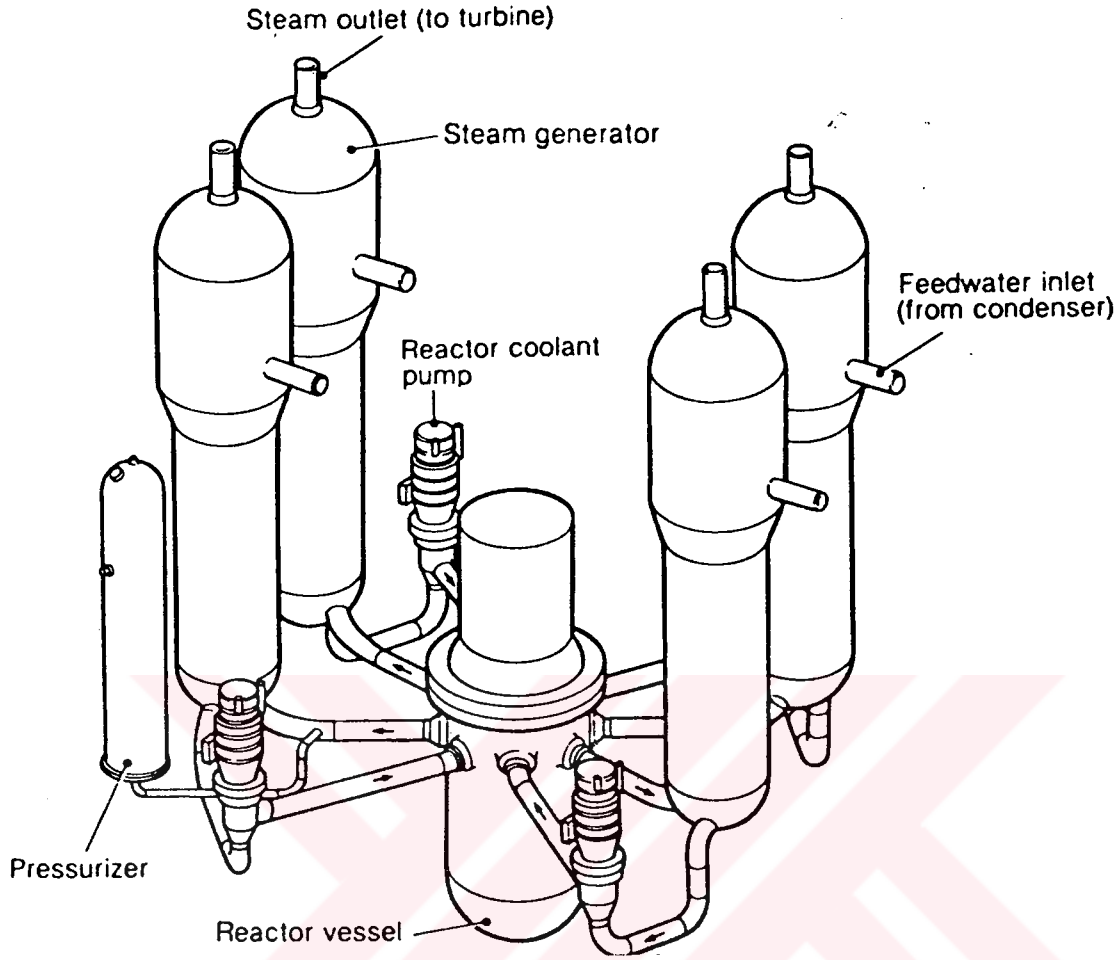
Şekil 2.3 PWR basınç kaplarından örnekler(Marshall, 1983a)

Bir basınçlı su reaktörü, kalbin içindeki soğutma suyunun kaynaması engellenecek şekilde dizayn edilir. Bir pompa; reaktör tankı ve kazan ısı değiştirgeci arasındaki suyu sirküle eder. Soğutma suyu, kalbin içindeki ısıyı dönüştürerek, ısı-değiřtirgeci ve buhar silindirinden oluřan kazan ierisinden yukarı doğru ıkmaya bařlar. Basın tankı yardımıyla, su basıncı istenen seviyede tutulur.

Burada günümüzde kullanılmakta olan basınlı su reaktörlerinden U.S.A’ın Oregon kentindeki Trajon semtine yerleřtirilen dört-devreli (four-loop) Westinghouse santralının i yapısı, kullanılan malzemeler ve güvenlik kořuları incelenecektir.

#### **2.2.1.1.1 Reaktör kabı**

İ apı 4,4 metre, yükseklięi 13,4 metre olan silindrsel reaktör kabı řekil 2.4’te gösterilmiřtir. Bu kap; kalbi, kalp destek yapılarını, kontrol ubuęu gruplarını, termal alanı ve dięer paraları kapsar. İlk soęutucuyla temas halinde olan kabın i yüzeyleri; soęutma suyunu pisletebilecek korozyon ürünlerinin miktarını azaltmak iin, 3,2 mm’lik ince paslanmaz elikten yapılır.



Şekil 2.4 PWR'nin reaktör kabı ve soğutma sistemi(Marshall,1983a)

Reaktör kalbi, ağızların aşağısına ve küresel baş kısmının üstüne yerleştirilir. Reaktörün içi; kalp tüpü ve termal alan içeren alttaki kalp destek yapısı, üstteki kalp destek yapısı ve kalp içindeki destek yapısı olmak üzere üç bileşenden yapılmıştır. Giriş ağzından gelen su; kalp tüpü ve kap duvarı arasındaki yuvarlak bir pasajdan alttaki plenuma (reaktörün çalışması boyunca yakıtın serbest bıraktığı fisyon gazları için çok ince yakıtın iki ucundan birinde bırakılan boşluk) geçerek kalp içerisinden yukarıya doğru çıkarak üstteki plenuma ve oradan da çıkış ağızlarından dışarıya doğru akar. Kalp tüpünü tamamlayıcı olan termal alan; gama radyasyonunun birçoğunu ve kalpten kaçan hızlı nötronlardan bazılarını hafifleterek kabı korur. Böylece; radyasyon ışınlarının zararının azaltılmasıyla çelik basınç kabındaki termal dayanımı korur.

En üstteki kalp destek yapısı; üst destek levhası, destek sütunları, kontrol çubuğu rehber tüpleri ve üst kalp levhasını içerir. Kalp içi alet destek yapısı; nakil ve destek termokulpları içeren bir üst sistemden ve nötron-akısını ölçen ölçü aletleri içeren bir alt sistemden oluşur.



### 2.2.1.1.2 Reaktör kalbi:

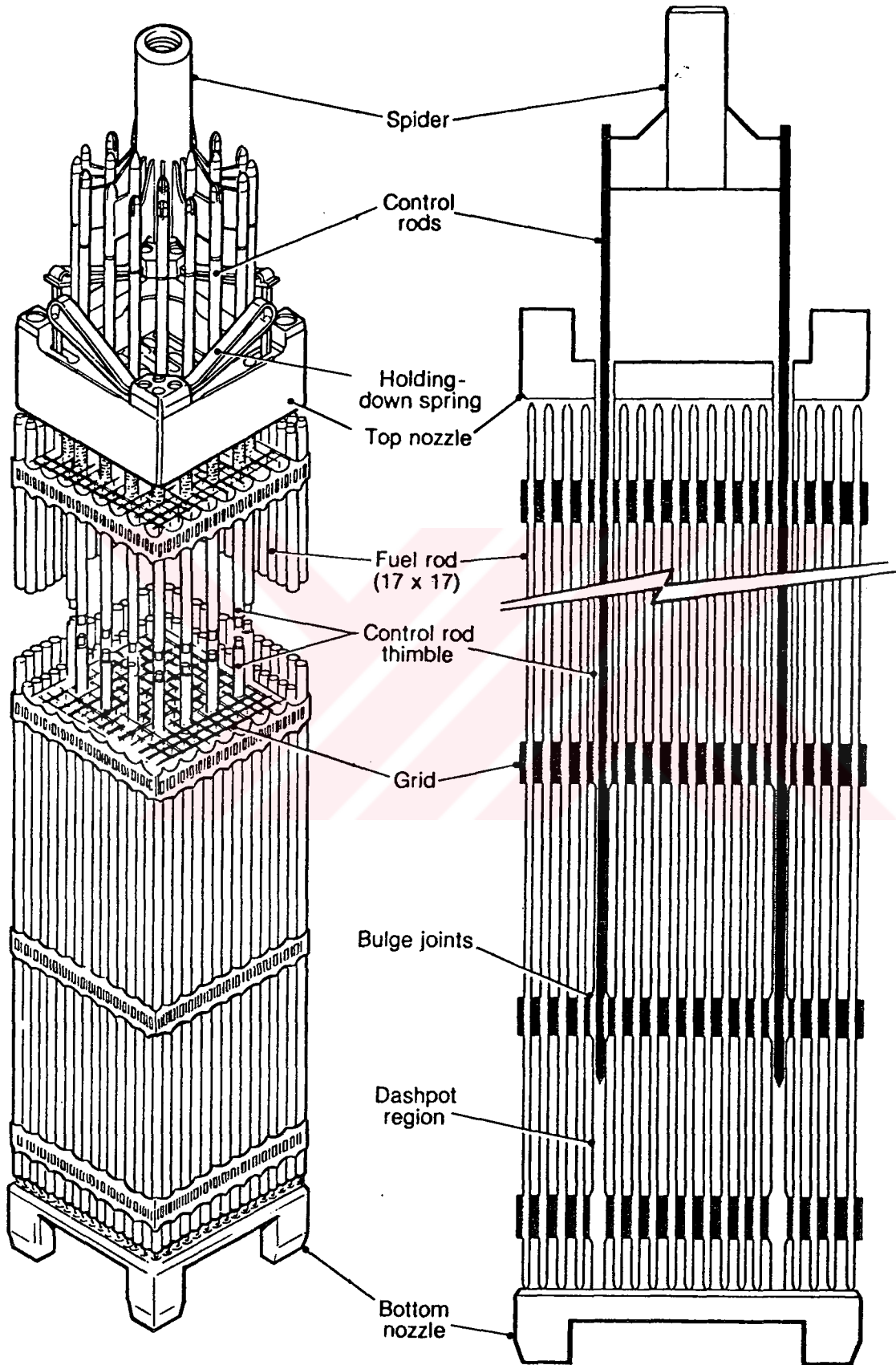
Reaktör kalbi, U-235'in yaklaşık %3 oranında zenginleştirilmesiyle elde edilen 100 tonluk  $UO_2$  içerir.  $UO_2$ ; sinterlenmiş ve preslenmiş şeklinde yapılarak, Zircaloy-4 tüplerinin içine yüklenir. Çok ince yakıtlar (fuel-pins) kapatılmadan önce helyumla ön basınçlı olarak doldurulur. Bir basınç yayı; 3,7 metrelik uzun borunun hareket etmesini engellemek için uç başlığı ve levha boru arasına koyulur.

Yakıt montajında; daha fazla zenginleştirilmiş yakıt gruplarının kalbin çevresine yerleştirilmesine karşılık, daha az zenginleştirilmiş yakıt grupları, seçilen bir model içinde dizilir(Şekil 2.5).Yakıt grupları; 15x15 dizileri şeklinde veya soğutucu kayıplı bir kaza olayında performansı arttıracak şekilde daha küçük çaplı 17x17 dizileri şeklindedir.

PWR yakıt grupları herhangi bir sargı şeklinde çevrilmemiştir. Açık kafes şekli, akışın devamını sağlamaya ve yarıçapsal karışımı, yakıt kaynakları arasındaki sıcaklık gradyentlerinin azaltılmasına yardımcı olur.

Yakıt çubuklarındaki destek tüplerinin içinde hareket eden silindirsiz yutucu çubuklardan oluşan kontrol çubuğu grupları; reaktörün kontrolü için kullanılır. Kalp üstündeki kontrol grupları; örümcek konnektörüne ve kabın başında bulunan sürme mekanizmasıyla aşağı inen ve yükselen sürme miline bağlanır. Santrali kapatmak için kullanılan kontrol çubukları; yükteki sıcaklık değişimlerini, güç değişimlerine göre reaktivite değişimlerini ve buhar formasyonunu kontrol eder.

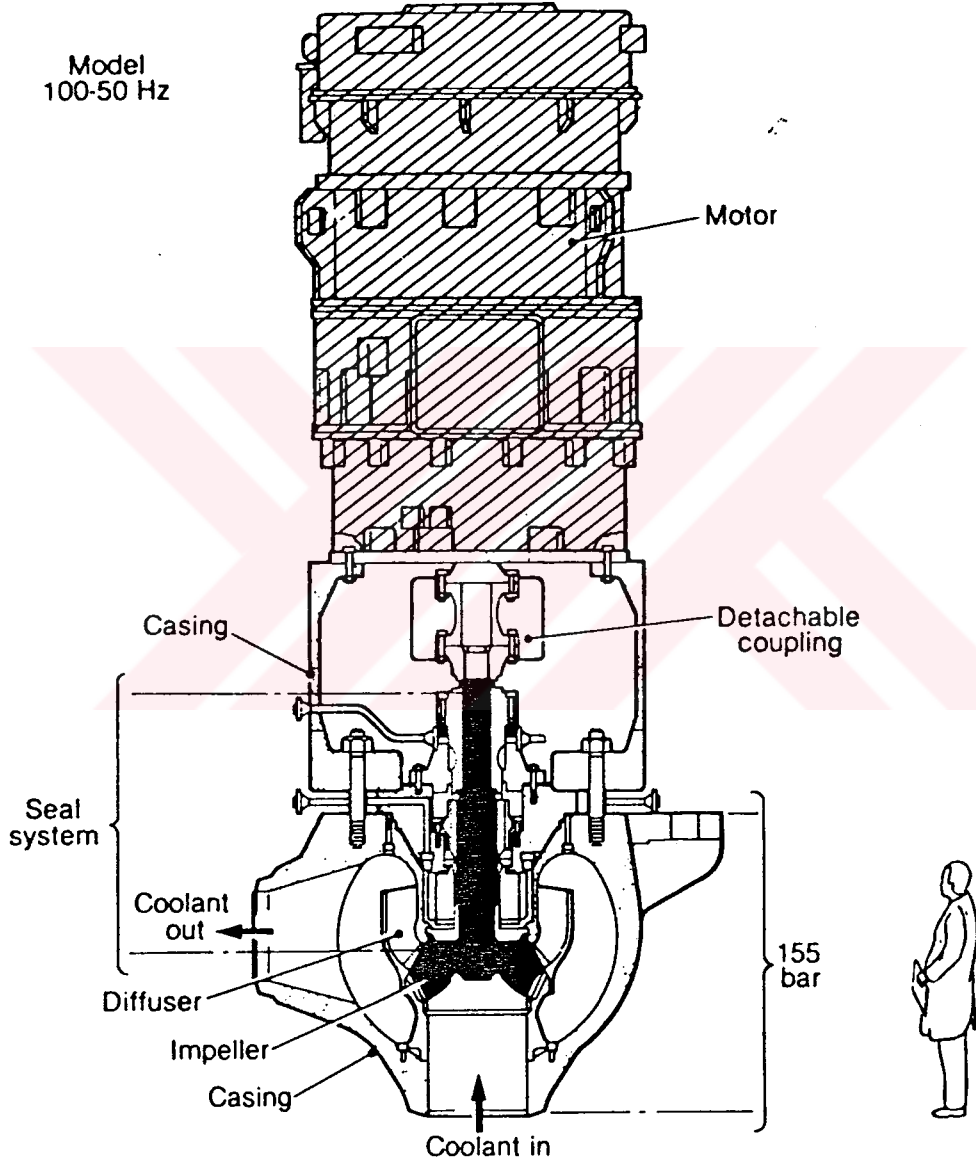
Kalbin reaktivite kontrolü(nötron zincir reaksiyonunu sürdürebilecek yakıt grupları yeteneğinin ölçümü) birçok yolla yapılır. Bunlardan en önemlisi, yakıt tüketimi ve fisyon ürünü artışı gibi uzun süreli reaktivite değişimlerini kontrol etmek için su içinde kullanılan çözünür bir kimyasal yutucu olan borik asittir.



Şekil 2.5 PWR yakıt grupları(Marshall,1983a)

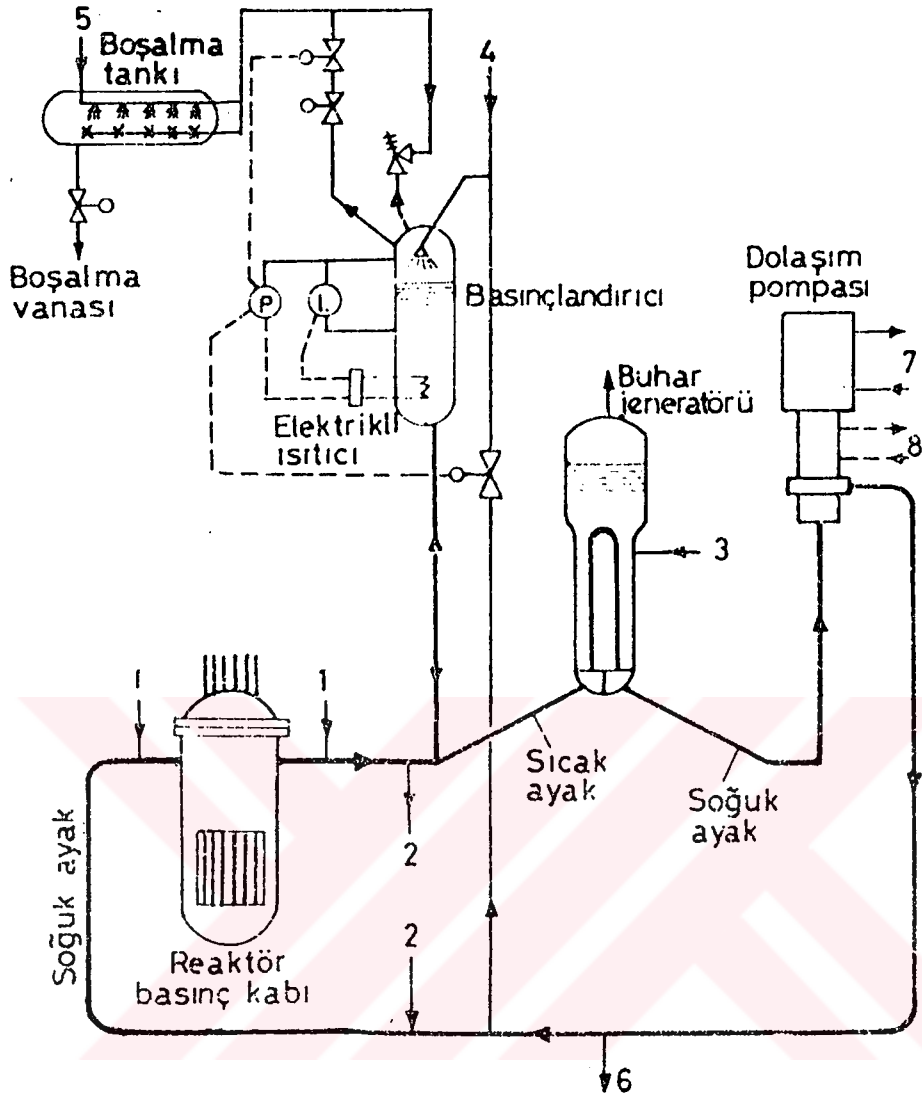
### 2.2.1.1.3 Reaktör soğutma pompaları

İlk soğutma pompaları, suyu ilk devre içinden sirküle eder. Her bir devre, şekil 2.6'da gösterilen tek-evreli-dikey bir mil pompası içerir. 1000 MW'lık bir santralde pompalar; yaklaşık 7,9 m yüksekliğinde olup, 4,9MW'lık elektrik motorlarıyla sürülür.



Şekil 2.6 Westinghouse PWR'de ilk devrenin soğutma suyunu sirküle eden pompa(Marshall,1983a)

Şekil 2.7'de bir PWR santralının 1. soğutma devresi bağlantıları gösterilmektedir.

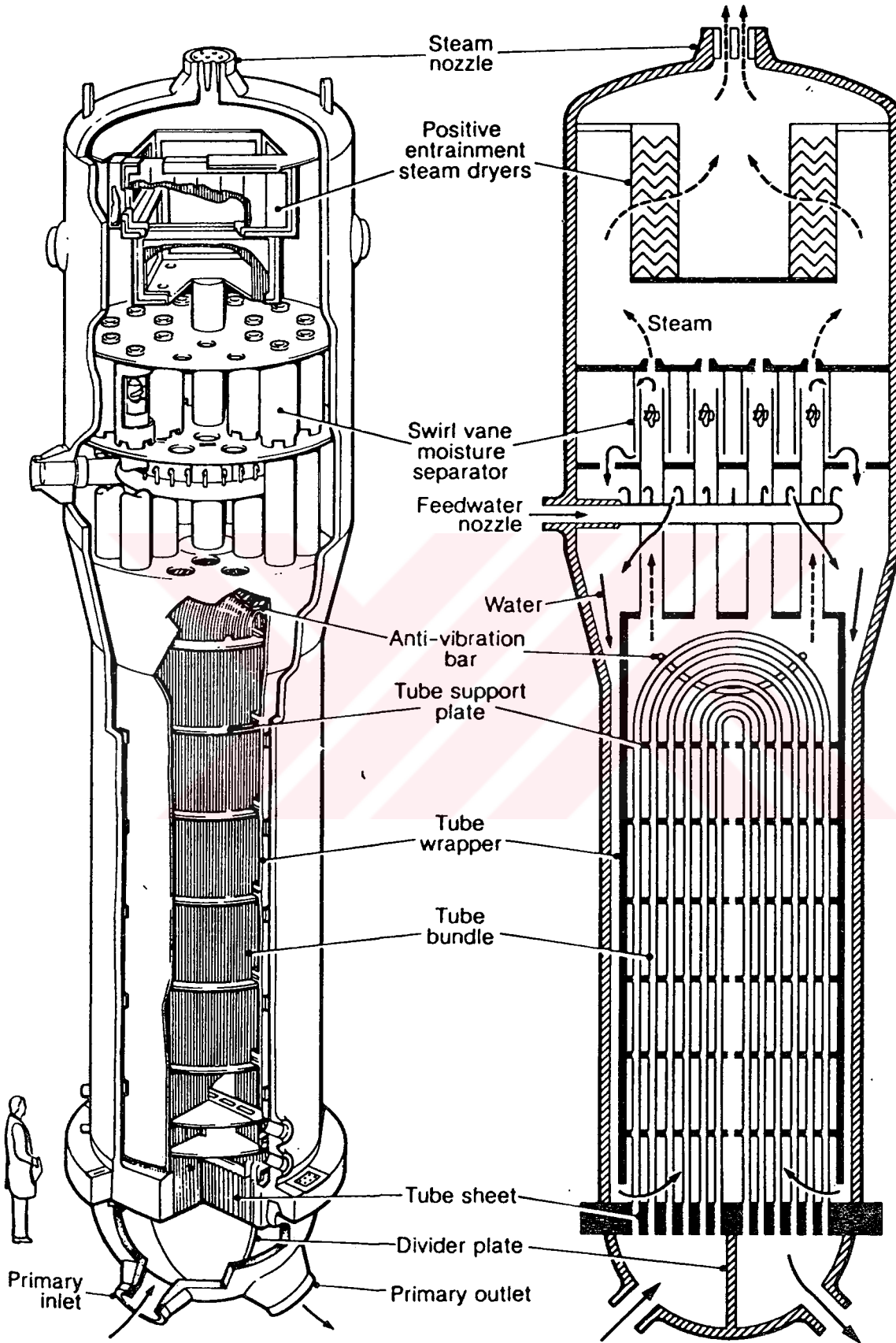


- |  |                    |
|--|--------------------|
| 1 — Kaza halinde kalbi soğutma; güvenlik su enjeksiyonu. | 5—Demineralize su. |
| 2 — Artık ısı alma sistemi, alçak basınç enjeksiyonu.    | 6—Boşaltma hattı.  |
| 3 — Buhar üreticisi besleme suyu girişi.                 | 7—Soğutma suyu.    |
| 4 — Yardımcı duş.  |                    |

Şekil 2.7 PWR santralinin 1. soğutma devresi bağlantıları (Aybars ve Bayülken 1992)

#### 2.2.1.1.4 Buhar jeneratörleri

İlk sistemin her bir devresi, şekil 2.8’de görüldüğü gibi dikey durumdaki ters-U tüplü bir buhar jeneratörü içerir. Buhar jeneratörü; tüp gruplarını içeren bir buharlaştırıcıdan ve buharın ayrılarak kurutulduğu buhar davulundan (steam drum) oluşur.



Şekil 2.8 Westinghouse ters U-tüplü buhar jeneratörü(Marshall,1983a)

Yüksek sıcaklıktaki reaktör soğutucusu, 72 km'lik U-tüp grubu içinden geçerek şekil 4-8'de görülen ünitenin altındaki ferritik çelikten yapılan ve içi paslanmaz çelikle kaplanan kanal başına geri gelir. Türbin kondenserden gelen besleme suyu, üstteki kabuk içinden buhar jeneratörüne girer ve girdap yaratan kanatlı ayırıcılar yardımıyla buhardan ayrıştırılan suyla birleşir. Bu su, buhar jeneratörü kabuğu ve tüp grubu etrafını çeviren su hareketlerini kontrol eden levha arasında devre şeklinde aşağıya akar. Tüp levhaya ulaştığı zaman, levhanın üst yüzeyinin içinden tüplerin içine yarıçapsal olarak akar. Kaynama, grup içindeki tüplerin dış yüzeylerinde oluşur. Buhar-su karışımı, girdap çıkaran kanat ayırıcılarına doğru harekete geçer. Böylece; suyun tüp grupları ve devre şeklinde akmasıyla yoğunluk farklılığı yaratılmasına sebep olarak doğal sirkülasyon sağlanmış olur. Ayırıcılardan gelen buhar, su damlacıklarını yakalayacak şekilde dizayn edilen büyük dalgalı çarpışma tipli kurutucuların içinden geçer.

#### **2.2.1.1.5 Basınç dengeleyici(Pressurizer)**

PWR buhar sistemlerinde, kararlı çalışmanın sürdürebilmesi için gereken soğutma suyu ve sistem basıncının dizayn basıncını aşmaması için basınç dengeleyiciler kullanılır.

Dört-devreli bir santral için basınç dengeleyicisinin ebatları; 16m yüksekliğinde ve 2,8 m çapında bir basınç kabı olacaktır. Bu dengeleyici, suyun % 60'ıyla çalışır. Su; kabın alt kısmına yerleştirilen 1800kW kapasiteli dalgıç-tipli elektrik ısıtıcılarıyla ilk devrenin maksimum sıcaklığı (doyma noktasına) kadar ısıtılır. Santral yükü azaldığı zaman; ilk soğutma sıcaklığı yükselir ve basınç dengeleyici sistemin üstündeki sprej sisteminin otomatik olarak çalışması sebebiyle büyük bir basınç dalgası ortaya çıkar. Bu dalga imdat valflerini harekete geçirerek, basıncı aşağıda tutmak için buharın bir kısmının yoğunlaştırulmasına sebep olur. Eğer sprej sistemi basınç yükselmesini engelleyemezse, kabın üstüne kaynaklanmış olan iki güçlü imdat valfi otomatik olarak devreye girerek basıncı dizayn basıncının altında tutar. İmdat valfleri de basıncı azaltamazsa, ASME-kod güvenliği valfleri açılarak suyun basınç dengeleyici içinden imdat tankına borular yardımıyla taşınması sağlanır. Eğer tank basıncı dizayn basıncını aşarsa, tankın üzerinde bulunan kırılabilen yardımıyla basınç azaltılır.

#### 2.2.1.1.6 Kimyasal ve hacim kontrol sistemi

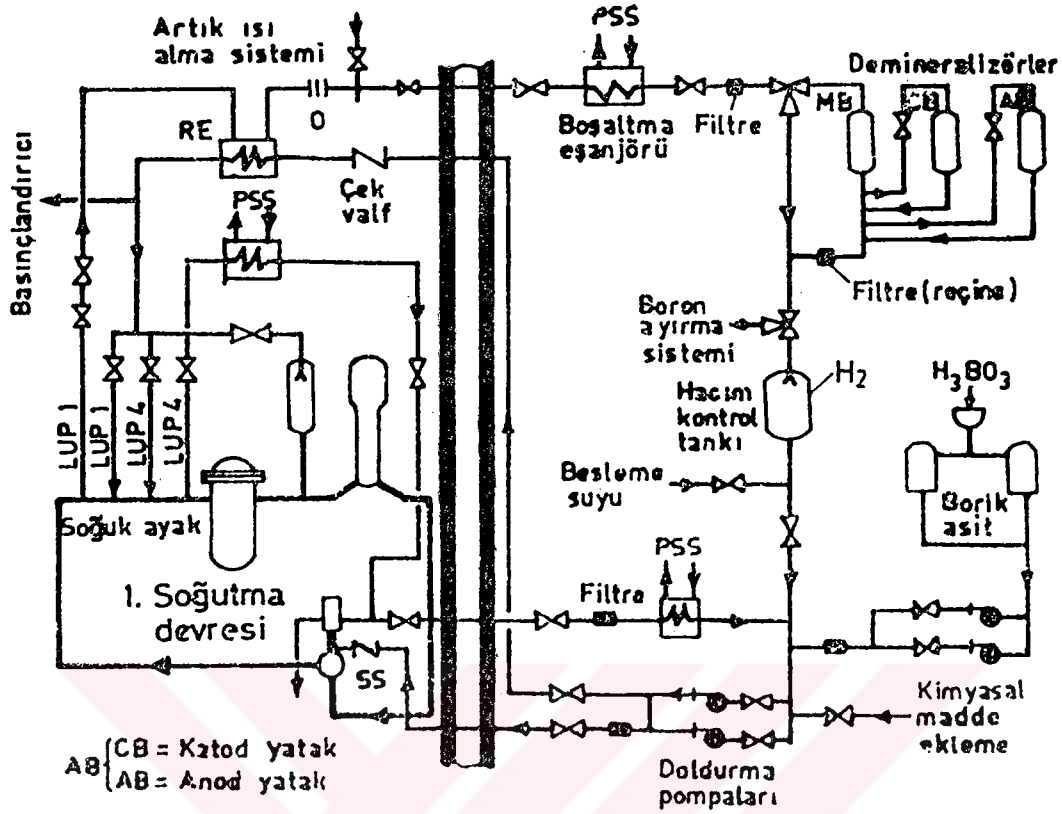
Buhar akışı; reaktör soğutma sistemlerinin içini dolduran, sistem soğuk olduğu zaman reaktör soğutma sisteminde basıncı dengelemek için yüksek basınçlı su sağlayan, sistem sıcak olduğu zaman basınç dengeleyicisinin içindeki su seviyesinin miktarını sürdüren sistem içindeki korozyon ve fisyon ürünlerinin konsantrasyonunu azaltan ilk soğutma devresindeki borik asit konsantrasyonunu dengeleyen ve reaktör pompası için yüksek basınçlı su sağlayan kimyasal ve hacim kontrol sistemi içinden geçer(CVCS Chemical and volume control system).

Sıcaklığın bir fonksiyonu olarak soğutucu akışkanda hacim değişimleri meydana gelecektir. Özellikle durdurma, işletmeye başlama ve önemli yük değişimleri veya anormal durumlarda hacim değişimleri, basınç dengeleyici tarafından düzenlenemeyecek kadar önemli olabilir. Böyle durumlarda hacim kontrol sistemi bu görevi üstlenir.

Soğutma sistemlerinde kullanılan su, tüm minerallerinden arındırılmış demineralize su olmalıdır. Bor konsantrasyonu değişimi, soğutma devresine borik asit veya demineralize su eklemek suretiyle yapılır.

Kimyasal kontrol sistemi ise korozyonu önlemek için kullanılır. Bu amaçla, soğutucuya oksijeni bağlayan ve pH değerini ayarlayan lityum hidroksit gibi kimyasal maddeler eklenir. Bütün bu sistemlerin güvenlik açısından belirli fonksiyonları vardır. Örneğin, püskürtmek üzere elde tutulan yedek borik asit, kontrol çubukları dışarıda takılı kalsa dahi reaktörü durdurabilecek kadardır. Ayrıca küçük LOCA ( $s < 0,7 \text{ cm}^2$ ) oluşması halinde hacim kontrol sistemi pompası tarafından basılan su, bu olayın zararlarını karşılayabilecektir. Yol vermede ve durdurmada sıcaklık kontrolü ise ( $28^\circ\text{C/saat}$ ), bu sistemdeki ısı-değiştirgeçleri yardımıyla yapılır. Şekil 2.9'da, 1300 MW(e) gücündeki EDF tipi bir PWR santralinde bulunan kimyasal ve hacimsel kontrol sistemleri gösterilmiştir.





PSS = Parça soğutma suyu, RE = rejeneratif eşanjör, SS = Salmastra suyu

Şekil 2.9 1300MW(e) gücündeki EDF tipli PWR santralindeki kimyasal ve hacim kontrol sistemi(Aybars ve Bayülken,1992)

#### 2.2.1.1.7 Isıyı uzaklaştırma sistemi:

28 barlık düşük basınçlı ve 177 °C'lık düşük sıcaklıklı ısı uzaklaştırma sistemi; yeni yakıt alma ve santralin kapatılması sırasında kalpten ısıyı uzaklaştırmak için çalıştırılır. Borular, valfler ve kontrol edicilerle birlikte ikili ısı transfer ediciler ve sirkülasyon pompalarını içerir.

#### 2.2.1.1.8 Acil kalp soğutma sistemi(Emergency core coolant system)

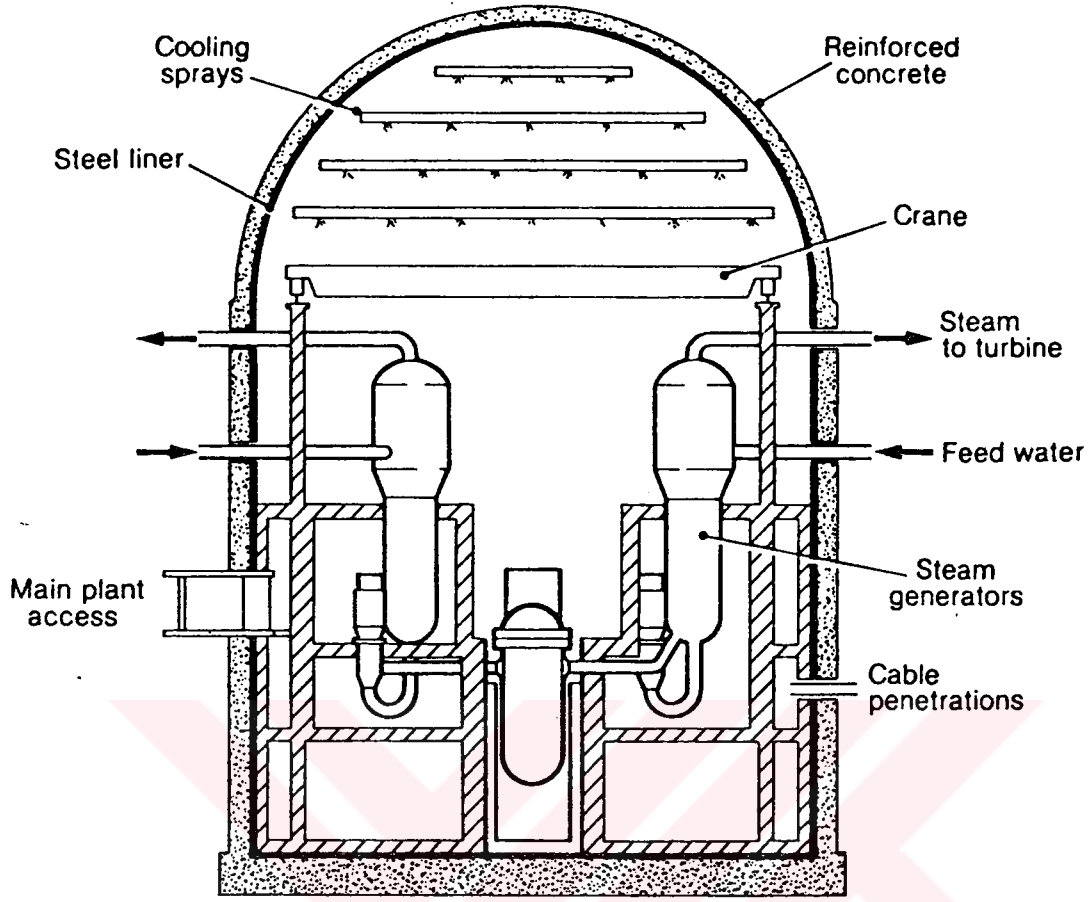
Reaktörün kapatılması sırasında fisyon ürünlerinin radyoaktif bozunumunda ısıнын güvenilir değerlerde kalmasını sağlamak için, kalbin soğutulması ve normal soğutma kesildiği zaman ince yakıt çubuklarının kaynamasının önlenmesi gerekir. Bu görevi acil kalp soğutma sistemi sağlar. ECCS, pasif ve aktif sistemi olmak üzere ikiye ayrılabilir. ECCS'nin pasif sistemi; pompalar, motor-sürme valfleri veya diğer malzemelerin hareketiyle bağlı olmayan bir şekilde otomatik olarak

alışan ve kalpteki basın 45 bar' ın altına dştğ zaman otomatik olarak borlu suyu kalbe basan akmlatr enjeksiyon sistemidir. Bu sistemde; reaktr kabı ve pompa arasında ana soğutma devrelerine borularla baėlı ve tek ynl valflerle baėlanan byk tanklar ierir. Bu tanklar, 45 barlık bir basınta nitrojen gazı altında depolanan soğuk bir borik asit karışımı su ierir. Eėer basın hızlı olarak dşerse; devre basıncı akmlatr gaz basıncı altına dştğ zaman, tek ynl valfler deşarj etmek iin aılarak, reaktr kabı ve kalbi zerine hızlıca byk miktarda suyun akmasına izin verir.

Aktif sistem iki kısımdan oluşur. Aktif sistemlerden ilki; hızlı basın azalması ve ilk soğutucunun deşarjı olduėunda devreye girecek dşk basın sistemidir. Bu sistem; kalp iindeki basın 20 bar' ın altına dştğ zaman, su depolama tankından suyu alarak sistemin ierisine taşıyan 425 m<sup>3</sup> /saat debili su basma pompalarına sahiptir. Bu sistemlerin ikincisi; atlaėın kk ve ilk sistem basıncının yksek kalması durumunda borik asit karışımı soğutma suyunu saėlayan sistemdir. Bu sistem ise; kalp iindeki basın yaklaşık olarak 160 bara dştğ zaman, yksek konsantrasyonlu borik asit karışımını taşıyan 250 m<sup>3</sup> /saat debili pompalara sahiptir.

#### **2.2.1.1.9 Koruma kabuėu(Containment)**

Reaktrdeki radyoaktif malzemenin saklanması iin koruma kabuėu, soğutucunun kayıplı bir kaza oluştuėunda ilk sistemden deşarj olacak suyun tamamını kapsayacak şekilde inşa edilir. Şekil 2.10'da, Westinghouse PWR'nn koruma kabuėu kesiti gsterilmiştir. 3,5 barlık bir basına dayanacak şekilde dizayn edilen koruma kabuėu, elik hattın etrafını evreleyen 1,1m inceliėinde betondan yapılır. Yksekliėi 60 m ve apı 38m olup ikinci bir beton duvarla koruma saėlanan dizaynına ikili veya devreli dizayn adı verilir. İ hacimden gelecek herhangi bir sızıntıda sızıntının evreye daha az gemesine izin veren dıř beton duvar, i basın ve dıř atmosfer basıncı arasındaki bir basınta tutulur. İlk sistem soğutucusundan koruma kabuėuna kaan buharın yoėuřturulmasını saėlayan soğutucu spreyle; herhangi bir fisyon trn iyodu uzaklařtırmak iin sodyum-hidroksitle sulandırılır. Normal ve kaza řartları boyunca oluşun ısıyı fan-srml bir havalandırma sistemiyle uzaklařtırır.



Şekil 2.10 PWR koruma kabuğu(Marshall,1983a)

#### 2.2.1.1.10 Kontrol

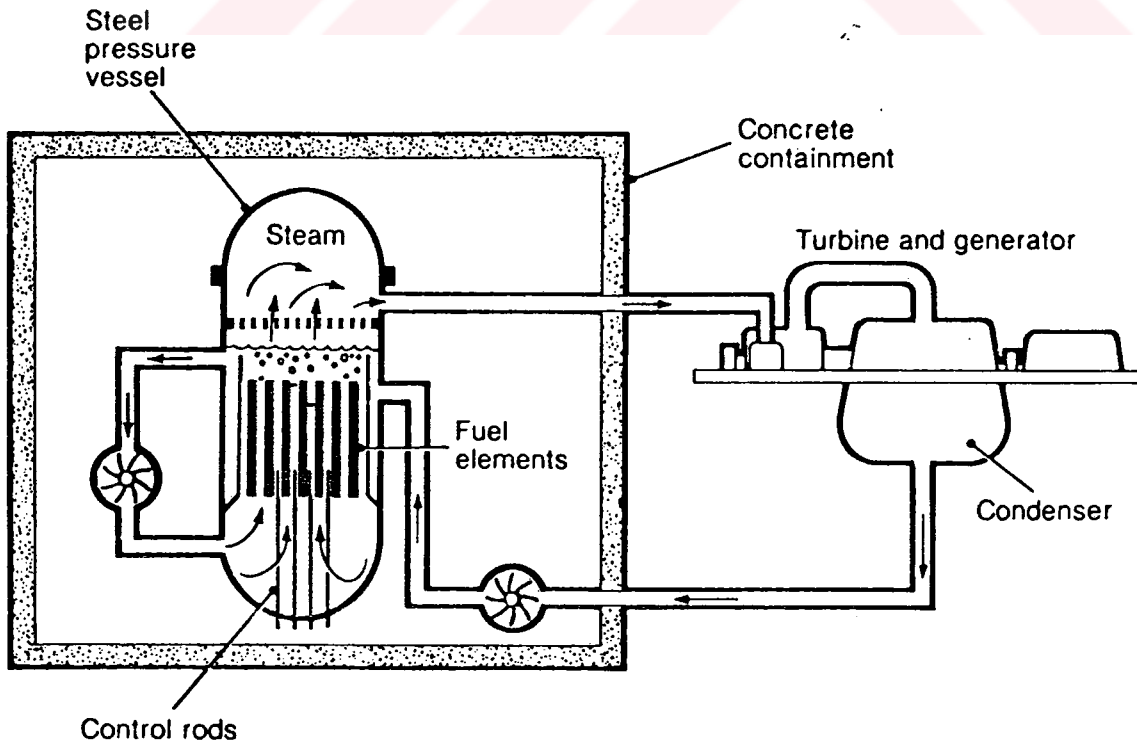
PWR normal olarak sabit bir akış değerinde ve sabit reaktör basıncında çalıştırılır. Reaktör gücü artırıldığında zaman kalp içindeki sıcaklık yükselmesi de artar. Ortalama soğutma sıcaklığı 286 ° C'lık yüksüz bir değerden 330 °C'lık tam yüklü değere lineer olarak değişir. Sıcaklıktaki herhangi bir artış reaktivitenin azalmasına sebep olmasından dolayı, kalbin üst kısmının alt kısmına göre daha az reaktivite olduğu görülür. Bu problem, kalbin alt yarısında fisil malzemenin tüketilmesiyle çözülebilir. Böylece, güç dağılımı sabit tutulur.

Reaktivitedeki değişiklikler, boron-karbid güçle doldurulmuş contalı paslanmaz çelikten yapılan hareketli kontrol çubukları ile sağlanır. Bu çubuklar kabın alttaki küresel başının üstüne monte edilmiş olup, hidrolik olarak harekete geçen sürme mekanizmalarıyla dikey olarak hareket eder. Kontrol çubuğu güç sabitliği için önemli bir rol oynamaktadır.

### 2.2.1.1.11 Akışlar(Effluents)

Büyük bir PWR'da yaklaşık 50000 çok ince yakıt vardır. Bu yakıtlardan bir kısmı (25-50 tanesi) ilk devreye, fisyon ürünlerine sızabilir. Böylece; kripton ve ksenon gazları aniden soğutucudan ayrılarak santral dış-gaz sistemine girer. Diğer fisyon ürünleri soğutucu içinde çözünmüş olur. Bu olay, büyük ölçüde soğutucu temizleme sistemiyle ortadan kaldırılır. Nitrojen ve oksijen izotopları, soğutucu ve çözünmüş havanın aktivasyonu ile da oluşturulabilir. Ancak; reaktör içinde çözünmüş hidrojenin fazlası olduğundan dolayı, herhangi bir oksijen oluşumuyla hemen birleşir. Buna ek olarak; çözünmüş ve partikül aktivasyon ürünleri, devredeki yapısal ve kaplama malzemelerinin erozyonu ve korozyonun bir sonucu olarak soğutucu içinde ve devre etrafında kısmen çökelek biçiminde görünür. Gaz akışları, kimyasal ve hacim kontrol sistemiyle uzaklaştırılır ve atmosfere bırakılmadan önce 30-60 gün depolanır. Kripton ve ksenonun 300 curie/y'si bu yolla serbest bırakılır. Su yollarından, valf kaçaklarından gelen sıvı atıklar; sıvı akışındaki radyoaktif malzemenin miktarını azaltmak için uygun olarak demineralize, filtreleme ve buharlaştırma gibi kimyasal yöntemlerle çözülür. Trityumdan ayrı olarak aktif artıkların her yıl 1curie'den daha az bir miktarı, sıvı akışı halinde serbest bırakılır.

### 2.2.1.2 Kaynar su reaktörleri (Boiling water reactors)



Şekil 2.11 Kaynar su reaktörü-BWR(Marshall,1983a)

Şekil 2.11’de kaynar su reaktörünün (boiling-water reactor-BWR) yapısı gösterilmiştir. PWR sisteminde ilk devre basıncı; ilk devre ile dengede olan serbestçe ısıtılan bir basınç kabı olan basınç devam ettirici(pressurizer) yoluyla dengelenmesine karşın, BWR sistemindeki devre basıncı; buhar hatları içinde güçle çalışan kurtarma ve güvenlik valfleriyle ve reaktör gücünün değiştirilmesiyle kontrol edilir.

Kaynar su reaktöründe, PWR’de kullanılan soğutma devresi yok olmuştur. Reaktör kalbi içindeki ısı, soğutucuyu buhar damlacıkları şekline dönüştürür. Sudan ayrılan damlacıklar ve buhar; en üstteki reaktör tankının ağzından geçerek tankı terk eder. Besleme suyu, soğutucu ve moderatör olarak kalbin içerisindeki yakıt elemanları içinden yukarı geçmek için tank reaktörüne girer.

BWR sisteminde nükleer zincir reaksiyonundan elde edilen enerjiyle ve basıncın 69 bar altında tutulmasıyla suyun 290 °C ’de kaynaması sağlanarak buhar şekline dönüşmesi sağlanır. Buhar reaktörden türbine verilir. Buharın radyoaktif özelliği olduğundan dolayı, reaktöre zırh koyulması gerekir. Aşağıda tanıtılan kazan, general elektrik BWR\6 nükleer kazanıdır.

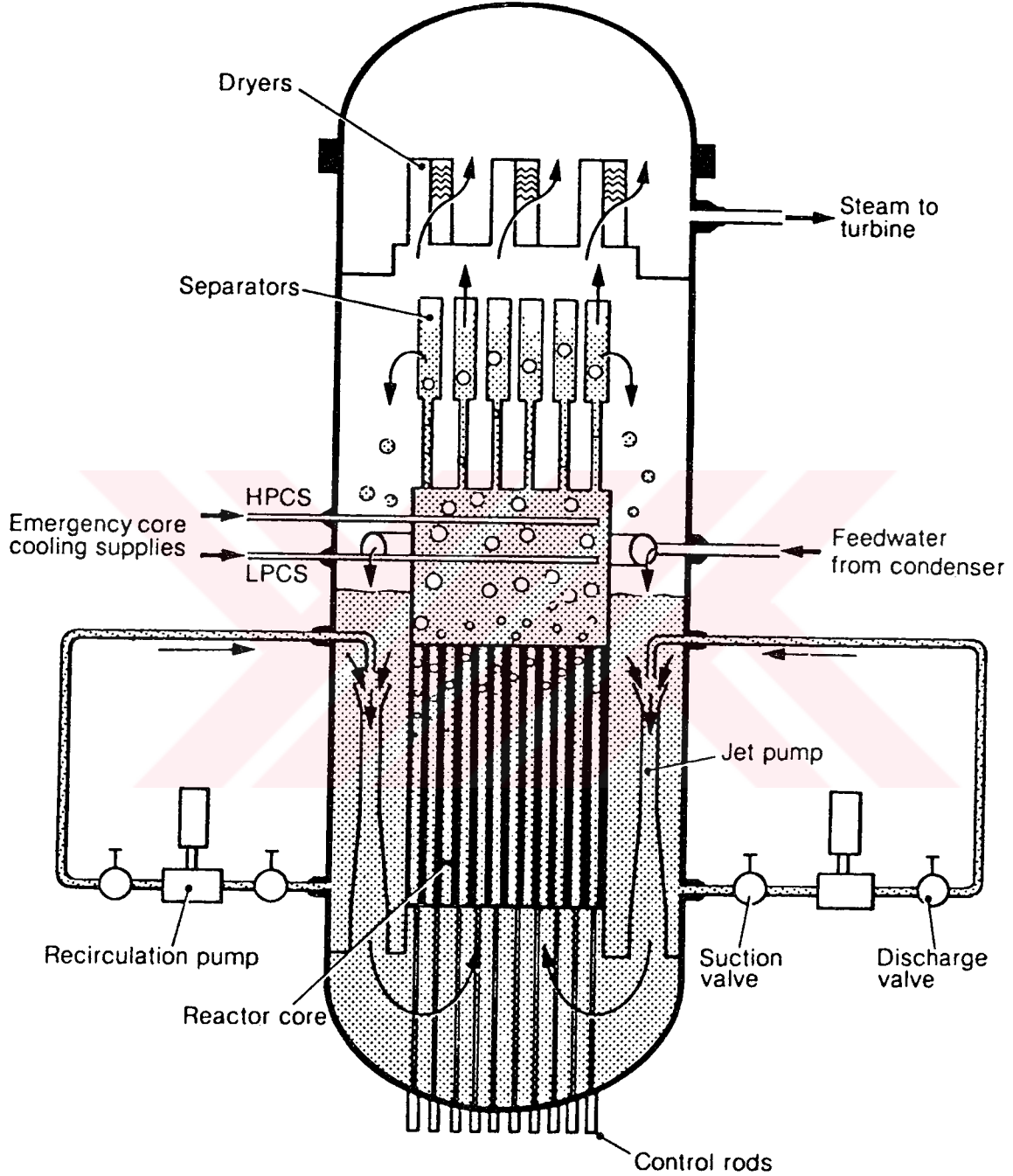
#### **2.2.1.2.1 Reaktör kabı ve iç yapısı**

Reaktör kabı; kalp, reaktör suyunu tekrar sirküle etmek için jet pompalar, buhar ayırıcıları ve buhar kurutucularından oluşur. Şekil 2.12’de gösterilmiş olan kap, 6,4m çapında ve 22m yüksekliğinde ve 150-180mm kalınlığındaki bir basınç kabıdır. En üstteki baş kısmı ve ağızlar hariç diğer yerler, korozyonu azaltmak için paslanmaz çelikte kaplanmıştır. Kap, bir beton ve çelik silindrsel tabana monte edilmiştir.

Kap içerisinde reaktör kalbinin etrafını çevreleyen, suyun kalp içerisine girişinden yukarı akışını ayıran silindrsel olarak paslanmaz çelikten yapılan bir örtü vardır. Su, kalp içerisinde kaynar. Oluşan buhar ve su karışımı, buhar ayırıcıları içinden örtünün altındaki plenuma akar. Ayırıcılardan gelen buhar; örtünün üstündeki kap içerisine monte edilen kurutucu gruplarının içinden geçerek, kabın kenarındaki dört ağızdan kabı terk eder. Kurutuculardan ve santrifüj ayırıcılarından gelen su tekrar bir sirkülasyon devresine girerek, kabın duvarındaki ağızlardan içeri giren besleme suyuyla birleşir.

PWR’de kalp içindeki soğutucu akışı, ısınmış soğutucuyu buhar jeneratörlerine sirküle eden reaktör soğutucu pompalarıyla sağlanıyordu. BWR’de ise soğutucu akışı, reaktör kabı içerisindeki

soğutucunun doğal sirkülasyonu sağlanır. Kap ve kalp örtüsü arasına yerleştirilmiş hareketli kısımları olmayan yüksek performanslı jet pompalar, reaktör kalbindeki suyu sirküle eder.



Şekil 2.12 BWR'nin soğutma devresi(Marshall,1983a)

Resirkülasyon sistemi her biri 5,8m uzunluğunda 20-24 adet jet pompalardan oluşur. İç jet pompaların her biri; direkt bağlantılı bir su-soğutmalı motor, akış kontrollü bir valf, iki kapama valfi ve bir by-pass valfi içeren iki sirkülasyon devreinden sürülür. Kalbe akışın yaklaşık üçte biri, kaptan iki resirkülasyon ağızlarının içine alınarak daha yüksek bir basınçla pompalanır. Dıştaki



borularla bağlantılı olan bir manifold içerisinde dağıtılarak giriş ağzlarından kaba geri döner. Her bir giriş ağzı, jet pompaların bir çiftine iç borularla bağlanmıştır. Yüksek basınçlı su akışı jet pompanın boğazının içerisine deşarj olur. Reaktör ısı çıkışı, kalp içindeki soğutucunun akış oranına duyarlı olduğundan dolayı, reaktör gücünün kısmi kontrolü jet pompalarının sürme akışının değiştirilmesiyle etkilenir.

Kabın dış ağzlarına monte edilen ve kabın dikey eksenine paralel olarak çalışan karbon-çelik buhar hatları acil bir durumda asansör gibi çalışarak aşağıya doğru hareket eder. Her bir buhar hattının içerisine yerleştirilen iki havalı izolasyon valflerinden biri, ilk devrenin içine ve diğeri, dışına yerleştirilir. Ayrıca güvenlik-imdat valfi de; ana buhar hattının kesilmesi durumunda kalbin hızlı bir şekilde örtüsünün bozulmasını engellemek için, ağızdaki buhar hattının içerisine yerleştirilir. Güvenlik-imdat valfleri buharı basınç-ön basınç havuzuna deşarj eder. Güvenlik fonksiyonunun reaktörün başlangıç sisteminin aşırı basıncına karşı koruma sağlamasına karşın, imdat fonksiyonu; yüksek sistem basıncından dolayı oluşan operasyonel geçici haller boyunca buharı rahatlatmak için bir güç valfi ile koruma sağlar.

#### **2.2.1.2.2 Reaktör kalbi**

Zircaloy-2 kaplamalı ince yakıtlar;  $8 \times 8^2$  dizilişindeki yakıt grupları şeklinde montajı yapılır. İnce yakıtın her biri yaklaşık 13mm çapında ve 3,7m uzunluğundadır. Her bir grupta 62 aktif ince yakıt ve su içeren Zircaloy-2 tüpü vardır. Grup içindeki ince yakıtların sekizi, gruba sağlamlık vermesi için düğüm çubukları olarak yapılır. Paslanmaz çelik bir somun ve kilitleme şeridi, grupları bir arada tutar.

Bölgesel olarak güç piklerinin azaltılması için yakıt grupları içinde farklı U-235 zenginleştirilmeleri yapılmasına karşın, optimum güç sabitliğini elde etmek için çubuklara gadolinyum, nötron yutucu ilave edilir. Az zenginleştirilmiş uranyumlu yakıtlar köşelere, su bölgelerine yakın yerlere dizilir.

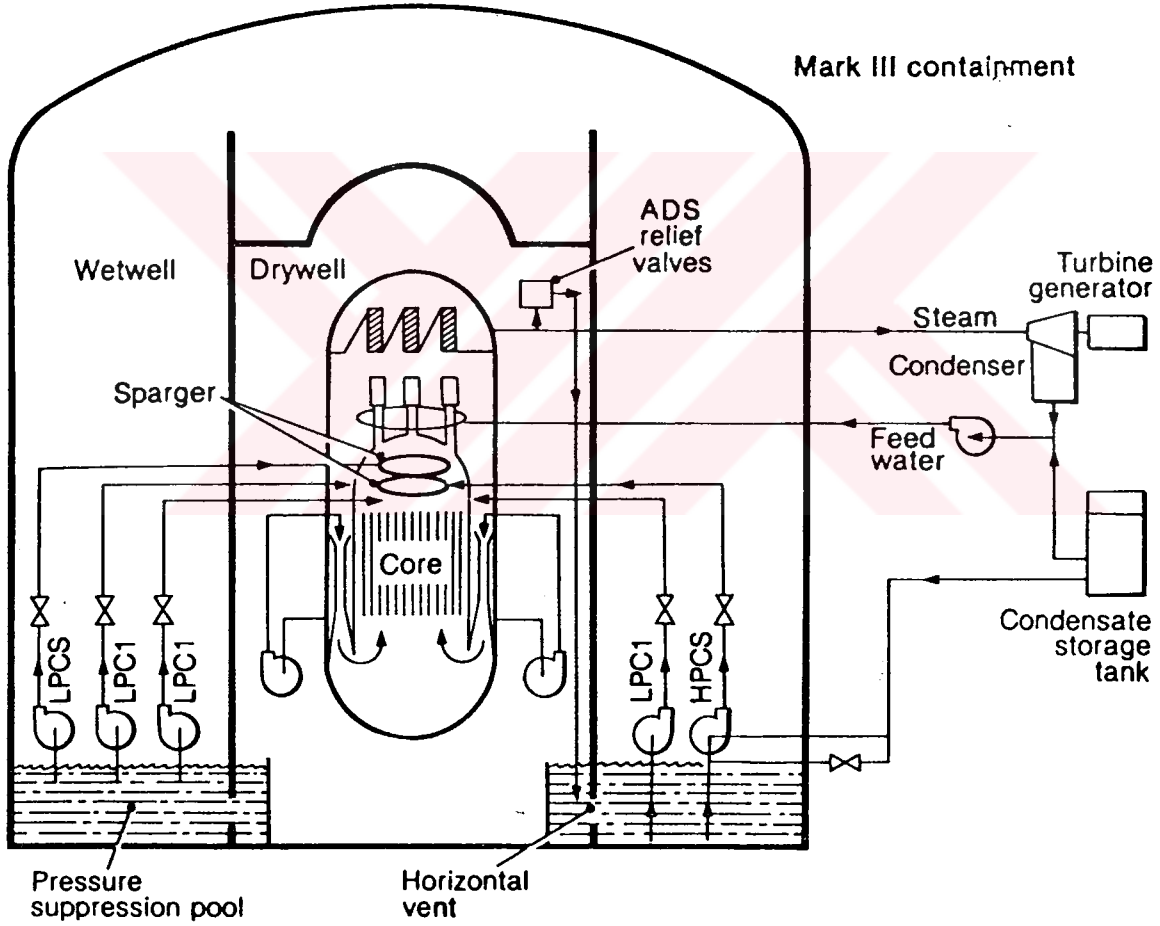
#### **2.2.1.2.3 Acil kalp kontrol sistemi(Emergency core control system)**

Şekil 2.13'de görülen BWR\6 ECCS; yüksek basınç kalp sprey sistemi(HPCS), otomatik basıncı dengeleme(depressure) sistemi(ADS), düşük basınçlı kalp sistemi(LPCS) ve düşük basınç soğutma enjeksiyonu(LPCI) olmak üzere birbirinden ayrı dört sistemden oluşur.



HPCS pompası; yoğuşturma depolama tankından ve/veya basınç-ön basınç havuzundan suyu alarak enjeksiyon boruları yardımıyla kap içine girerek kalp üzerinden yakıt gruplarının üzerine yarıçapsal olarak su püskürten iki yarı dairesel spargerlara suyu bırakır. Sistem; düşük su seviyeli bir sinyalle veya yüksek bir iç basınçla harekete geçer.

HPCS sistemi arızalanırsa; düşük su seviyesi veya yüksek iç basınç sebebiyle otomatik olarak devreye giren ADS sistemi reaktör basıncı azaltarak, LPCI ile LPCS sistemlerinin çalışmasına izin verir. LPCS pompası, suyu basınç-ön basınç havuzundan alarak kalbin üstündeki reaktör kabının içindeki dairesel bir sprey spargerına boşaltır.

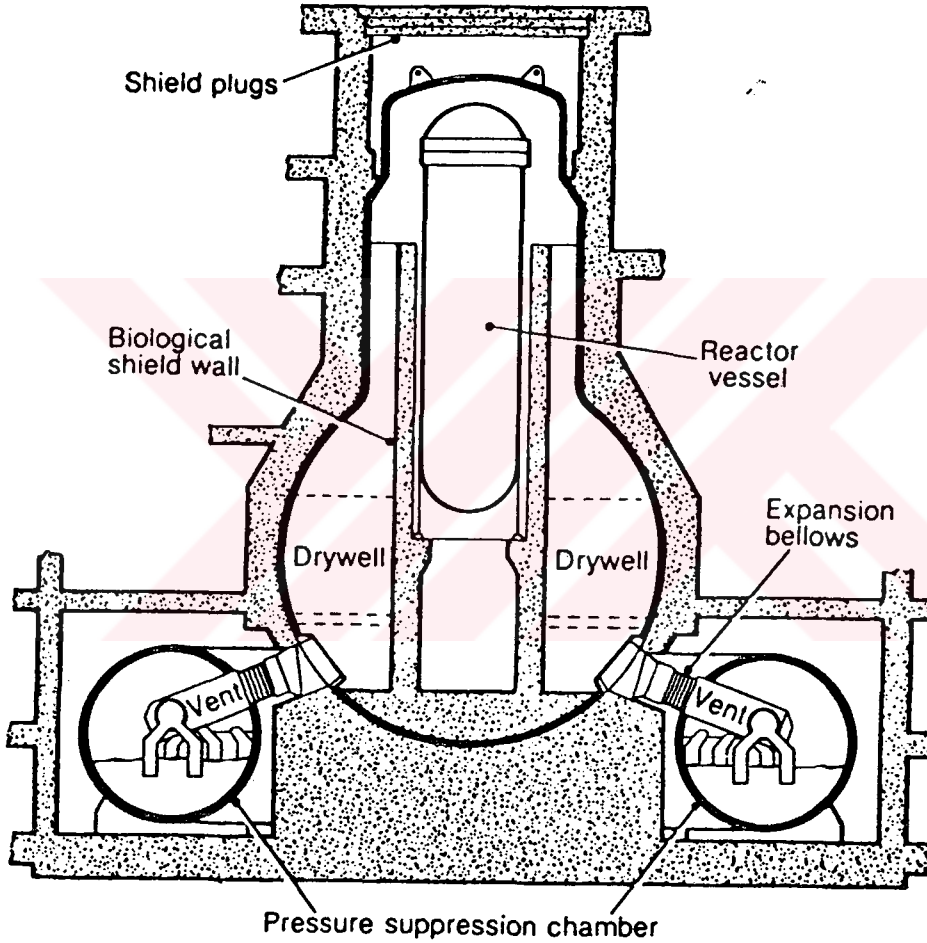


Şekil 2.13 MARK III BWR'sinin koruma kabuğu içindeki ECCS sistemi(Marshall,1983a)

#### 2.2.1.2.4 Koruma kabuğu(Containment)

Koruma kabuğu; soğutma kayıplı kazalarda oluşabilen(LOCA) geçici hal pik basınçlarına dayanabilecek şekilde dizayn edilen çelik basınç kabından ve etrafını çeviren betonarme duvardan

oluşur. Koruma kabuğunun içinde; giriş reaktör kabı, resirkülasyon pompaları ve boruları kuşatan kuru bir bölge vardır. Bu kuru bölge; büyük bir havuz suyu depo eden daha düşük bir ön basınç-basınç hücresiyle bağlanmıştır(Şekil 2.14). Kaza şartları altında, ana buhar izolasyon valfleri kapanarak ilk sistemden kaçan buharın, bu kuru bölge içerisine girmesi sağlanır. Buharın, kuru bölgedeki basıncı arttırması sonucu, kuru bölgenin alt tarafında hava-buhar karışımı güçlenir. Oluşan bu karışım, havuzda yoğunlaştırılır.



Şekil 2.14 BWR koruma kabuğu(Marshall,1983a)

#### 2.2.1.2.5 Kontrol

Türbin akıntısını dengeleyen bir basınç valfi yardımıyla reaktör basıncının sabit kalması sağlanır. Yük değişimlerini takip etmek için; reaktör güç seviyesi reaktör soğutucu akışıyla değiştirilir. Kalp içindeki akışın arttırılmasıyla, turbo-jeneratörden daha fazla güç elde edilir. Akışın arttırılması, kalp içindeki suyun buhara oranını azaltmasına karşın, nötron moderasyon miktarını arttırır. Böylece

daha yüksek bir güç seviyesinde dengeye ulaşır ve akış oranı, yaklaşık olarak eski değerine geri döner.

Yükteki bir düşüş türbini hızlandırma eğiliminde olacağından dolayı, akış kontrol valflerinin kapatılması için bir sinyal gönderilir. Reaktör kalbindeki akışın azaltılmasına sebep olan sinyal; suyun buhara oranını arttırarak, moderasyonun azalmasına ve reaktör gücünün düşmesine sebep olur.

#### **2.2.1.2.6 Akışlar**

BWR’de gama radyasyonu, soğutma suyunun küçük bir miktarını ayrıştırarak oksijen ve hidrojen gazlarının çıkmasına sebep olur. Bu gazlar, ince yakıtlardan sızan gaz fisyon ürünleriyle birleşerek kondensere geçer. Hidrojen ve oksijen gazının bağlanarak su şekline dönmesini sağlayan bir cihaz, hava boşaltma cihazı ile baca arasına yerleştirilir. Bu cihazın içinde; dışı çelikle kaplanmış ve içinde de, platinyum ve paladyumla kaplanmış alüminyum-oksit levhalar şeklindeki katalizör bulunan değiştirilebilir bir kaset vardır. Katalizörün iyot gibi malzemelerle kirlenmesinden dolayı, çok yönlü üniteler kullanılmakta ve kaset periyodik olarak değiştirilmektedir. BWR’dan serbest kalan radyoaktif gazların miktarı; kısa ömürlü izotoplara dönüşmesine izin verecek şekilde belirli bir zaman süresince depolanmasıyla azaltılır.

#### **2.2.1.2.7 Güvenlik olayları**

##### **2.2.1.2.7.1 Termohidrolikler**

Bir LWR’de hacimsel ısı üretim değerleri, 50-100 kW/ lt arasındadır. Su reaktörünün çalışması sırasında, yakıt elementinden ünite yüzey bölgesinin içine geçen ısının miktarı(yüzey ısı akışı)  $1 \text{ MW/m}^2$ ’dir. Bunun gibi ısı akışları, saniyede birkaç metrelik hızlarla akan suyla ortadan kaldırılabilir.  $1 \text{ MW/m}^2$ ’lik ısı akışları, sistemin basınçlandırılmasıyla sağlanan kaynar su akışıyla güvenli olarak durdurulabilir. Eğer yüzey ısı akışı ve buhar çok yüksekse, ince yakıtlar aniden aşırı olarak ısınmaya başlar. Aşırı ısınmanın engellenmesi için, kritik ısı akışı(critical heat flow) kavramı kullanılır.

Reaktörü kapatmak için, yakıt elementinin ısısı; ısı akışının bir izolatör gibi hareket eden, yüzeye yakın bir yerde bulunan buhar battaniyesinin içinde tutuluncaya kadar yükselir. Bu yeni denge;

yüzey sıcaklığındaki zircolay kaplamasının, daha fazla elektropozitif olan hidrojen bileşimi(hydrided) şekline dönüşmesine ve kırılğan olmasına sebep olur. Buharla ekzotermik olarak tepkimeye girmesiyle de, hidrojen haline döner. Bu kimyasal reaksiyon 950 °C'de başlar. Bunun gibi bir reaksiyonun yakıt elementine çok kötü zarar vereceğinden dolayı, NCR lisansına göre ECCS'nin uç-kaplama sıcaklıklarının 1200 °C 'nin altında tutulması gerekmektedir.

Bir LWR'nin kalbinin güvenlik ölçümü, reaktör için tahmin edilen kritik ısı akışının hareketli bölgesel ısı akışına oranı olarak ifade edilen CHF oranıyla yapılır. Tipik olarak bir PWR'deki CHF oranı, en kötü kombinasyonda çalışan ısı akış değerleri ve sıcaklıkları için yaklaşık 1,5'tir. Bu nedenle; kalp içindeki 50000 ince yakıttan sadece iki veya üç ince yakıt kritik ısı akışına yaklaşacaktır. General Elektriğin ürettiği BWR'da ise, aşırı ısınmadan önceki yakıt grupları içindeki maksimum gücün, alt-grubun çalışma gücüne bölünmesiyle elde edilen kritik bir güç oranını(CPR) kullanır. CPR'nin 1,2 olarak kullanılması; ince yakıt çubuklarının %0,1'inde kritik ısı akışının olma olasılığı %50 demektir.

Reaktörün herhangi bir kalp zararına sebep olacak geçici hallere dayanacak şekilde yapılması gerekir.

Normal çalışma; yeni yakıt alma, bakım ince bir yakıtın izole edilmiş arızası, çalıştırma, kapatma vb. değişiklikleri içerir. Kondenser soğutma suyu kaybı, besleme suyu kaybı, dikkatsizce kullanılan kontrol çubuğu gibi devrilme şartları, reaktör bileşenleri veya kontrol sistemlerindeki güç kaybından dolayı oluşur. Acil şartlar olarak; soğutma suyundaki küçük bir miktardaki kayıp, ikinci devredeki buhar miktarındaki azalmalar veya dikkatsizce kullanılan borik asit sulaması ve arıza şartları olarak da; bir seri santral arızası kabul edilebilir.

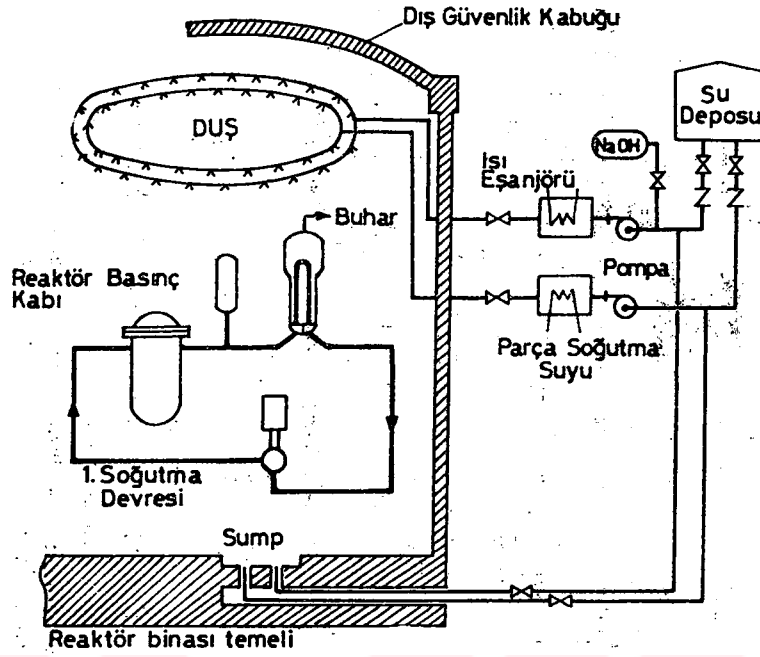
Bir su reaktörü dizayn edicisinin; türbin durdurucusunun sebep olduğu yük kaybı, elektrik pompalarının kaybına göre olan akış kaybı, reaktivite eklenmesi ve ilk devrede oluşabilecek soğutma kazası kaybı gibi hususları hesaba katması gerekir.

#### **2.2.1.2.7.2 PWR'daki LOCA(Soğutma kaybı kazaları)**

Bir PWR'deki LOCA; aşağıya akış evresi, tekrar doldurma evresi, tekrar akış evresi ve uzun zamanda soğutma evresi olmak üzere dört evre halinde açıklanabilir.

Herhangi bir kesilme sırasında ani olarak yüksek basınçlı su; alt soğutmadan doyma durumuna kadar hızlı bir şekilde basıncını kaybederek daha düşük plenuma ulaşır. Kalp içindeki buharın hızlı bir şekilde üretimi sonucu kalp akışı, doğru yönden tersine giden kuvvetli osilasyonlar gösterir. Yaklaşık iki saniye sonra kritik bir ısı değerine ulaşmasıyla, yakıt içinde enerji depolanması sebebiyle yakıt kaplama sıcaklığı yükselmeye başlar. Yaklaşık dördüncü saniyede; yakıt deşarjının doyma noktasına ulaşmasından dolayı, kütle akış değeri ani olarak azalmaya başlar. İki saniye içinde, HPIS ve LPIS sistemleri güvenlik enjeksiyon sinyaline bağlı olarak harekete geçer ve bütün pompaları çalıştırır. HPIS sistemi yaklaşık on dördüncü saniyede; sistem basıncının 41 barın altına düşmesiyle birlikte, akümülatör sistemi ile beraber otomatik olarak çalışır. LPIS sistemi; devre basıncının düşmeye devam ettiği takdirde, yaklaşık otuzuncu saniyede suyu enjekte etmeye başlar. Sonuç olarak; devre ve kap basınçları eşitlenir ve aşağı akış evresinden tekrar doldurma evresine geçilmiş olur. Suyun daha düşük plenuma kısmi olarak boşaltıldığı aşağı evreden tekrar doldurma evresine geçişte daha düşük plenuma geri döner. Tekrar doldurma evresinde, daha düşük plenuma geri döndürülen su yeteri kadar soğutulmuş olur. Ancak; düşük ısı üretiminin olmasına rağmen, kaplama sıcaklığı ve yakıt sıcaklığı büyük bir hızla yükselmeye başlamıştır. Sıcaklığın azaltılması için, ECCS sistemi ilk önce çalışarak suyu kalbin aşağısına pompalar. Tekrar akış evresi adı verilen bu evrede; aşırı-ısınmış ince yakıtlar suyun pompalanmasıyla söndürülmeye çalışılır. Kalbin tamamen soğutulması, tekrar akış değerinin saniyede 25 mm yükselmesiyle 5 dakika içinde sağlanabilir. Uzun zamanda soğutma evresinde ise, söndürme periyodu boyunca yakıt ve kaplama sıcaklıkları, 100-200 °C gibi çok düşük değerlere azaltılır.

Şekil 2.15’de EDF tipi 900 MW(e) gücündeki bir PWR santralinin dış güvenlik kabuğu duş sistemi gösterilmektedir.

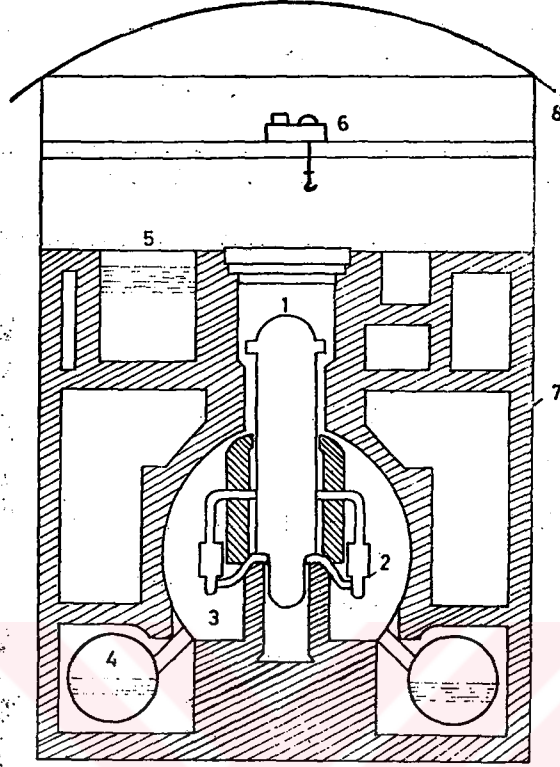


Şekil 2.15 PWR tipi bir Santraldeki Dış Güvenlik Kabuğu Duş Sistemi(Aybars ve Bayülken,1992)

Bir BWR'deki LOCA'da resirkülasyon devrelerinin birindeki soğutucu kaybı; PWR ile karşılaştırılırsa, büyük ve çok kademeli bir basınç kaybına sahip olduğu görülür. Hasarlı devredeki akış, plenum ve aşağıya dönüş karışımından çekilen suyla ters olur. Aşağıya gelen suyun tamamen deşarj olmasını ve çok hızlı olarak azalan sistem basıncı sebebiyle en düşük plenumun içindeki suyun buhar formasyonu şeklinde oluşmasını sağlayan kalp akışı, besleme pompası ve hasarsız sirkülasyon devreleriyle beslenen jet pompaları emiş için çalışarak kalp akışını sıfıra azaltır. Kalp akış durgunluğu ve yakıt kaplama sıcaklığının yükselmeye başlaması sebebiyle, 10sn içinde bir kritik ısı akışı ortaya çıkar.

30 sn sonra ECCS; düşük su basıncı ve yüksek kuru bölge basıncı sebebiyle devreye girer. Kap basıncının azalmasıyla da, önce ADS ve sonra LPCI ve LPCS sistemleri de devreye girer.

Şekil 2.16'da, küresel veya silindirik bir dış güvenlik kabuğuna sahip bir BWR santraline ait basınç düşürme sistemi görülmektedir.



- 1 — Reaktör basınç kabı
- 2 — Dolaşım pompası
- 3 — Kuru hücre
- 4 — Sulu hücre

- 5 — Yakıt saklama havuzu
- 6 — Reaktör vinci
- 7 — Zelzeleye dayanıklı sızdırmaz reaktör binası
- 8 — Dış güvenlik kabuğu

Şekil 2.16 1000MW(e) gücündeki bir GE-BWR santralinin basınç düşürme sistemi(Marshall,1983a)

Çizelge 2.2’de reaktör kazalarını engelleme önlemleri gösterilmiştir.



## ÖNLEMLER

## KAZANIN ÖNLENMESİ

KAZANIN ETKİSİNİN  
SINIRLANDIRILMASI

## 1.DÜZEY:

İŞLETMEDE ÖNLEME
*Tasarımda yeterli güvenlik payları
*Kalitenin temini, QA/QC
*Servis içi denetim ve gözetim
*Güvenilir monitoring ve işletme

## 1-Tasarıma esas alınan kazalar

*Boru kopması, LOCA soğutma borularında giyotin kesiti
*Besleme suyu kaybı kazası
*Ana buhar borusunda kopma
*Kalpte reaktivite artışı kazası

## 2.DÜZEY:

KAZAYA DÖNÜŞMESİNİ ÖNLEME  
DÖNÜŞMESİNİ ÖNLEME

*Kendi kendini sınırlayan tasarım
*Sınırlama güvenlik sistemleri
*Hataları haber veren alarm sistemi

## 2-Dış etkiler

*Zelzele
*Uçak düşmesi
*Kimyasal patlamalar

## 3.DÜZEY:

PASİF MÜHENDİSLİK KORUMA  
SİSTEMLERİ

*UO <sub>2</sub> yakıtın kristal yapısı
*Yakıt elemanı zarfı
*Soğutucu akışkanın basınç sınırı
*Betón biyolojik zırh
*Dış güvenlik kabuğu
*Sanayi tipi betonarme reaktör binası
*Reaktör çevresindeki yasak bölge

## AKTİF MÜHENDİSLİK KORUMA SİSTEMLERİ

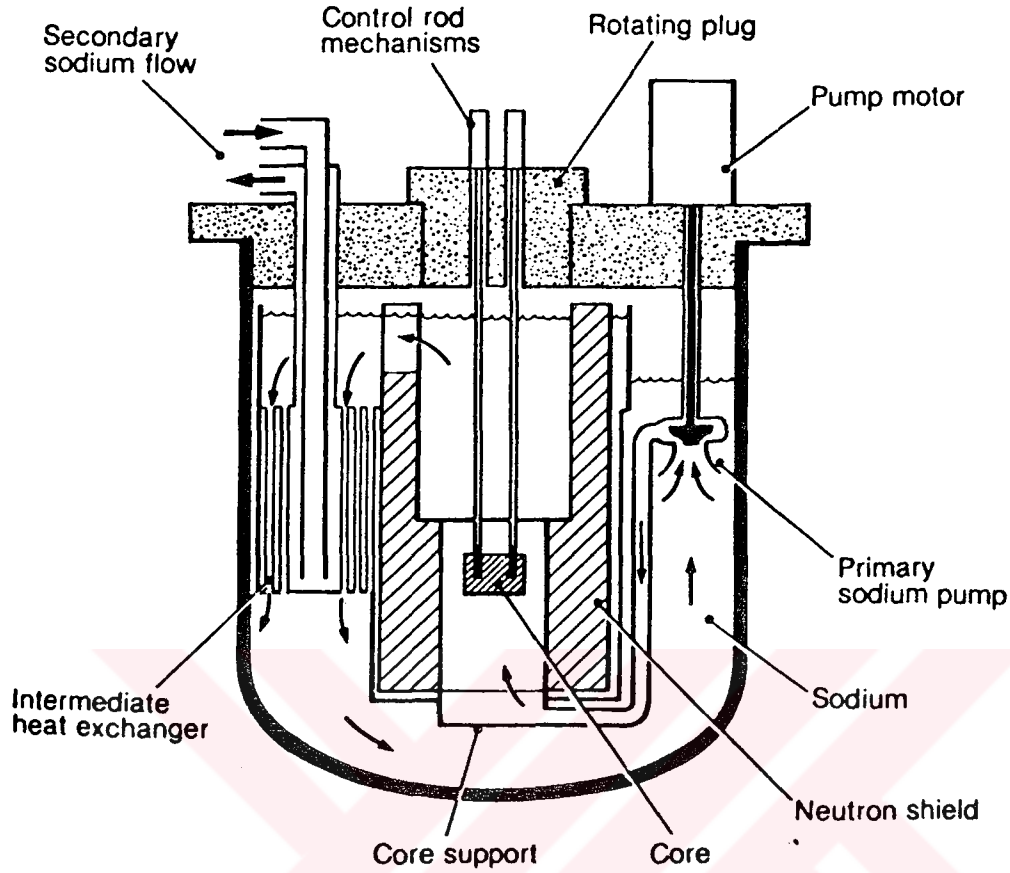
- \*Reaktör SCRAM sistemi
- \*Dış güvenlik kabuğu izolasyon sistemi
- \*Artık ısı alma sistemi
- \*Kaza halinde kalp soğutma sistemi
- \*Kaza halinde besleme suyu basma sistemi
- \*Kaza halinde yedek güç sistemi

Çizelge 2.2 Reaktör kazalarını engelleme önlemleri(Aybars ve Bayülken, 1992)

### 2.3 Hızlı Reaktörler

Fosil yakıtlarından üretilecek dünya enerji rezervleriyle  $80 \times 10^{21}$  joulelik ısı enerjisi elde ediliyorken. dünya üzerinde yaklaşık  $10^7$  ton uranyum rezervinin termal reaktörlerde yakılmasıyla  $4 \times 10^{21}$  joulelik ısı enerjisi üretilbilmesine karşılık, hızlı reaktörlerde yakılması durumunda  $200 \times 10^{21}$  joulelik ısı enerjisi üretimi söz konusudur.

Bir hızlı reaktörün yapısı, şekli 2.17’de gösterilmiştir. Reaktör kalbi fisil malzeme ve U-238 fertil malzemesi(nötron yakaladığı zaman fisil malzemeye dönüşen çekirdek) içerir. Reaktörde; nükleer özellikleri U-235’in nükleer özelliklerine benzeyen, enerjili nötronlarla fisyonlanabilen, fisil bir malzeme olan Pu-239 elementi de kullanılır. Kalbin çevresi; kalpten kaçan nötronları yakalayacak bir U-238 besleyicisi veya battaniyesiyle(blanket) çevrilidir. Herhangi bir moderatöre gerek olmadığından, kalbi termal reaktörünkinden daha küçüktür. 2500MW’lık bir reaktör kalbinin yüksekliği 1m ve çapı da 2m’dir. Hızlı reaktörlerde küçük bir hacimden ısının uzaklaştırılması için; çok iyi ısı transfer özelliklerine sahip olan, su moderatörü olarak hareket etmeyen, sıvı bir metal(genellikle sodyum) kullanılır.



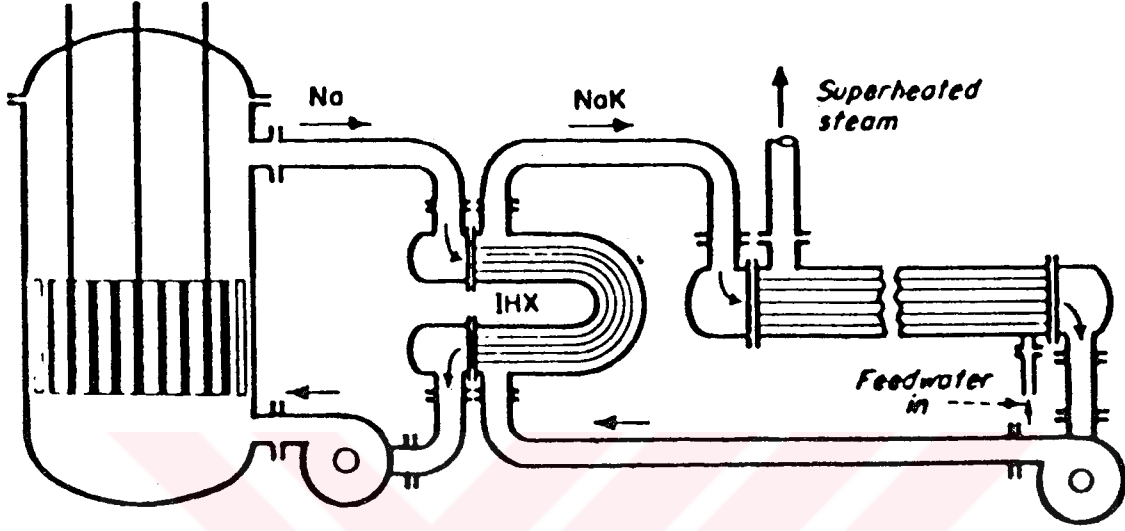
Şekil 2.17 Hızlı reaktörün yapısı(Marshall, 1983a)

Özel bir işleme tutulmadan önce kullanılabilir yakıt, tamamen yakılabilir yakıt olarak adlandırılır. Fisyonlanabilen(uranyum ve plütonyumun bütün izotopları) ağır atomların toplam sayısının oranına göre ölçülür. Yakıtın daha yüksek ve daha iyi bir şekilde yanmasını sağlayan bu özel metot; geçici olarak verimsiz olmasına karşılık pahalıdır.

Yüksek bir yanma, metal yakıtla sağlanamaz. Çünkü, metal yakıtın yanma sınırı yaklaşık %0,1 dolaylarındadır. Yakıt oksitler şeklinde olursa( $UO_2$  ve  $PuO_2$ 'in karışımı), %10'luk bir yanmaya ulaşılabilir. Oksit yakıt, metal yakıtlardan daha yüksek sıcaklıklarda çalışabilir ve güç santralinin daha yüksek termodinamik verimde çalışmasını sağlar. Pratikte, reaktör kalbine; karıştırılmış oksit yakıtı ve sodyum soğutucu yerleştirilir.

Şekil 2.18'de gösterilmiş olan sodyum grafit reaktöründe, soğutucu olarak sıvı-metal sodyum ve moderatör olarak grafit kullanılmıştır. Soğutucu olarak sıvı metal sodyumun kullanılması, yaklaşık 100 psig'lik basıncı hafifleterek reaktörün dışında yüksek sıcaklıklara ulaşılmasına izin verir.

Sodyumun reaktör içinde yüksek derecede radyoaktif olmasından dolayı, orta seviyeli bir ısı-değiştirgecinin reaktör ve kazan arasında kullanılması gerekmektedir. Sodyum ısısını, orta seviyeli ısı-değiştirgeci içerisindeki yüksek sıcaklıktaki ısıyı kazana taşıyan sıvı metal-sodyum potasyum(NaK)'a nakleder. Kazana giren su, süper ısınmış buhar olarak ayrılır.



Şekil 2.18 Sodyum grafit reaktörü(Graw, 1957)

### 2.3.1 Besleme kazancı

U-238 elementini yakalayan nötron onu U-239'a dönüştürür. U-239, 23,5 dakika içinde bir  $\beta$  bozunumu geçirerek Np-239'a ve Np-239 da, 2,35 gün sonra bir  $\beta$  bozunumu geçirerek Pu-239'a dönüşür. Pu-239 fisyonlanmamışsa, bir nötron yakaladığı zaman(uranyum ve plütonyumun tek numaralı izotopları fisil, çift numaralı izotopları fertildir) fertil olan ve U-238 gibi davranan Pu-240 elementine dönüşür ve o da bir nötron yakalayarak fisil olan Pu-241'e dönüşür. Pu-241 fisyonlanmamışsa nötronlardan birini yakalayarak Pu-242'ye dönüşür. Bu olayın devam etmesiyle daha ağır izotoplara ve elementlere(amerikyum, ciryum gibi) ulaşılır. Pu-241; Pu-239'dan daha çabuk ve daha fazla nötron üretimi sağladığı için reaktör yakıtı olarak kullanılması çok yararlıdır.

Hızlı reaktörde zincir reaksiyonunun sağlanabilmesi için; fisyon sonrası üretilen nötronların en az birinin fisil çekirdek tarafından yutulması gerekir. (2.1) eşitliğinde tüketilenden daha çok fisil çekirdeğin oluşturulduğu beslenme oranı gösterilmektedir. Şekil 2.19; U-235 ve Pu-239'un nötron enerji değişimini( $\eta$ -fisyon kesiti) göstermektedir.

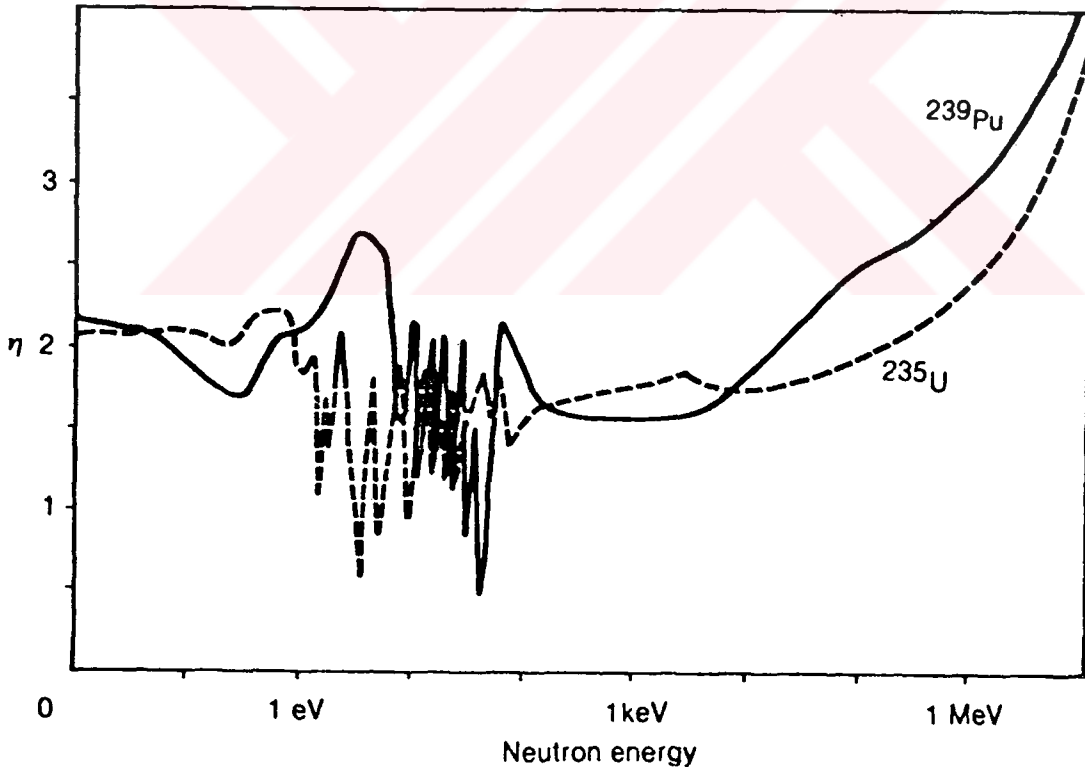
2.19

$$c = \eta\epsilon - 1 - L \quad (2.1)$$

(2.1) eşitliğinde,  $c$ ; fertil malzemeyi fisil malzemeye dönüştürme olasılığını,  $\eta$ ; nötronun yutulmasıyla üretilen fisyon nötronlarının sayısını,  $\epsilon$ ; hızlı nötronlarla fisyon yapabilmek için gerekli uyum faktörünü ve  $L$ ; kayıp nötronların sayısını ifade eder.

Her bir nötronun yutulmasıyla üretilen fisyon nötronlarının sayısını ifade eden( $\eta$ ) bir kavram, fisil malzemenin miktarına bağlıdır.

Pratikte  $L$ , 0,2'nin altına düşürülemediğinden beslenme  $\eta > 2,2$  olduğunda gerçekleşir. Şekil 2.19'da görüldüğü gibi; U-235 veya Pu-239'un kullanıldığı bir hızlı reaktörde  $\eta > 2,2$  için U-235'i sadece 1Mev'luk veya daha yüksek enerjiye sahip nötronlar fisyonlayabilir. Bu nedenle; daha yüksek bir nötron enerjisine ve daha yüksek bir beslenme değerine sahiptir.



Şekil 2.19 U-235 ve Pu-239 elementlerinin fisyonu sonucunda üretilen nötronların sayısı-  
 $\eta$ (Marshall, 1983a)

Reaktörü besleme yeteneğinin ölçümü; bütün ağır izotopların üretim ve yutma değerlerini ve bir reaktör yakıtı olarak her birinin değerini göz önüne alarak belirlemeye yardımcı olan besleme

kazancı( $G$ ) ile yapılır.  $G > 0$ 'da reaktör beslenir. Örnek olarak;  $G = 0,2$  ise; fisyon ve nötron yutulması sebebiyle her 100 fisil atomun yok olmasına karşın, 120 yeni fisil atomu üretilir.

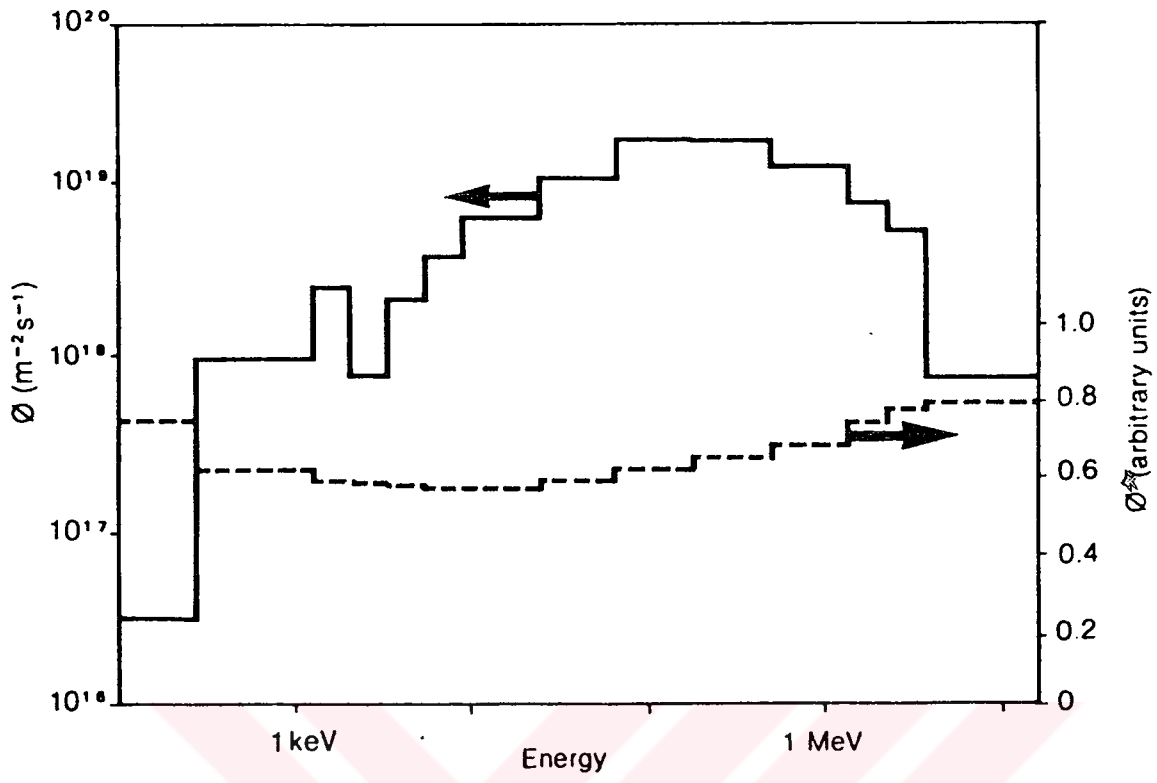
Reaktör kalbi içindeki yakıt kazancını ölçen  $G_1$  iç besleme kazancı, oksit yakıtlı hızlı reaktörler için negatiftir. Yani; nötron zincir reaksiyonunun devamı tam olarak sağlanamaz.(reaktivite azalması)Nötron zincir reaksiyonu, yakıt özel işlemlere tabi tutulduğunda veya kalp içerisine besleyiciden gelen yeni fisil malzemenin koyulduğu zaman devam eder. (reaktivite artması)

### 2.3.2 Nötron akısı ve tesiri

Nötronlar çekirdek fisyonlanmasından dolayı yaklaşık 2 MeV'luk bir kinetik enerjiyle doğar. Diğer fisyonu sebep oluncaya veya yakalanıncaya kadar veya kalkanın dışına kaçıncaya kadar reaktör içinden yayılır. Nötronların U-238, Fe-56 ve Na-23 çekirdekleriyle elastik olmayan çarpışmaları sonucunda nötronların enerjilerinde 0,5 MeV'ın üstünde bir enerji kaybı oluşur. Na-23 veya O-16 ile elastik olarak çarpışmaları sonucunda ise, enerjilerinin daha az miktarını kaybederler. Elastik olmayan bir çarpışma sonucunda, nötron enerjisinin büyük bir kısmını kaybeder ve sonradan bir  $\gamma$  yayılımı ile bozunarak uyarılmış bir durumda çekirdeği terk eder. Elastik bir çarpışma sonucunda ise; enerjisinin küçük bir miktarını kaybeder ve çekirdeğin kinetik enerjisinde bir artış olarak görünür. Sonuçta olan nötron akısının enerjili değişimi nötron spektrumu olarak adlandırılır. Şekil 2.20'de bu spektrum görülmektedir. Daha yüksek enerjili nötronlar, elastik olmayan bir çarpışmayla enerjilerini 0,2 MeV'a kaybedebilir.

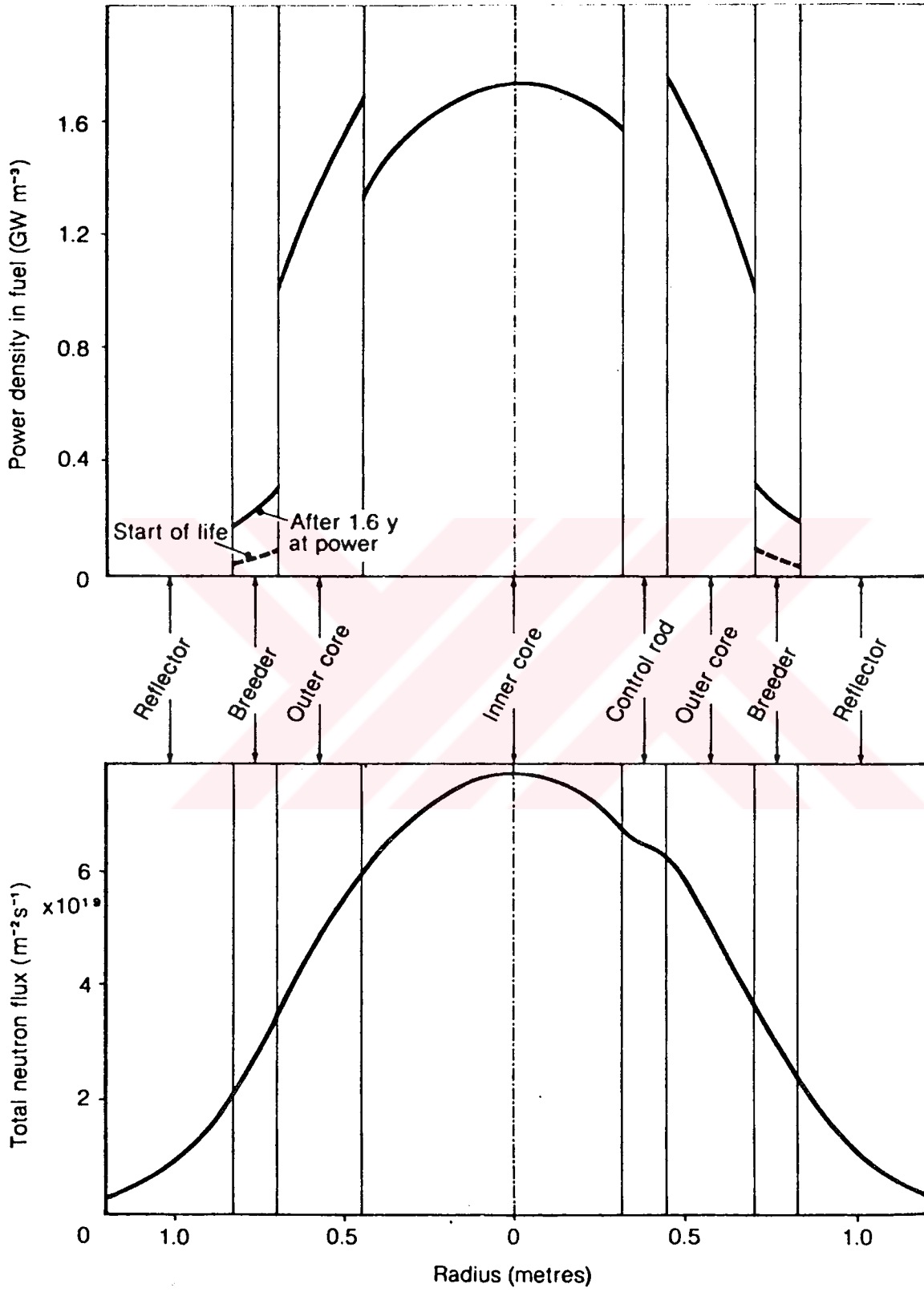
Reaktör kompozisyonu veya ebatlarındaki değişikliklerin etkisini belirlemede, reaktörün reaktivitesine nötron yardımını bulabilmek için; şekil 5-3'te gösterilmiş olan akı seviyelerindeki değişimle orantılı olarak değişen nötron tesiri,  $\phi^{\star}$  ölçümü yapılır. U-238 için, 1 MeV'luk bir enerjide fisyonun olabilirliğinden dolayı  $\phi^{\star}$  yüksektir. Enerjisi 0,2 MeV olan bir nötronun, yutulma veya fisyon yapmadan sızma şansı daha büyük olmasından dolayı  $\phi^{\star}$  düşüktür. Kısaca; enerjinin azalmasıyla  $\phi^{\star}$  değeri artar.

Bir hızlı reaktör içindeki nötron akısı uniform değildir. Şekil 2.21; reaktör kalbi ve besleyici arasındaki akının uzaysal değişimini göstermektedir. Reaktör kalbinin merkezindeki akı, yaklaşık  $10^{20} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 'dir. Yakıt kompozisyonu uniform ise, gücün dağıtımı nötron akısını çok yakından takip edeceğinden dolayı güç dağıtımı uniform olacaktır.



Şekil 2.20 Hızlı reaktörde nötron akısı- $\phi$  ve tesir kesiti- $\sigma$  (Marshall, 1983a)

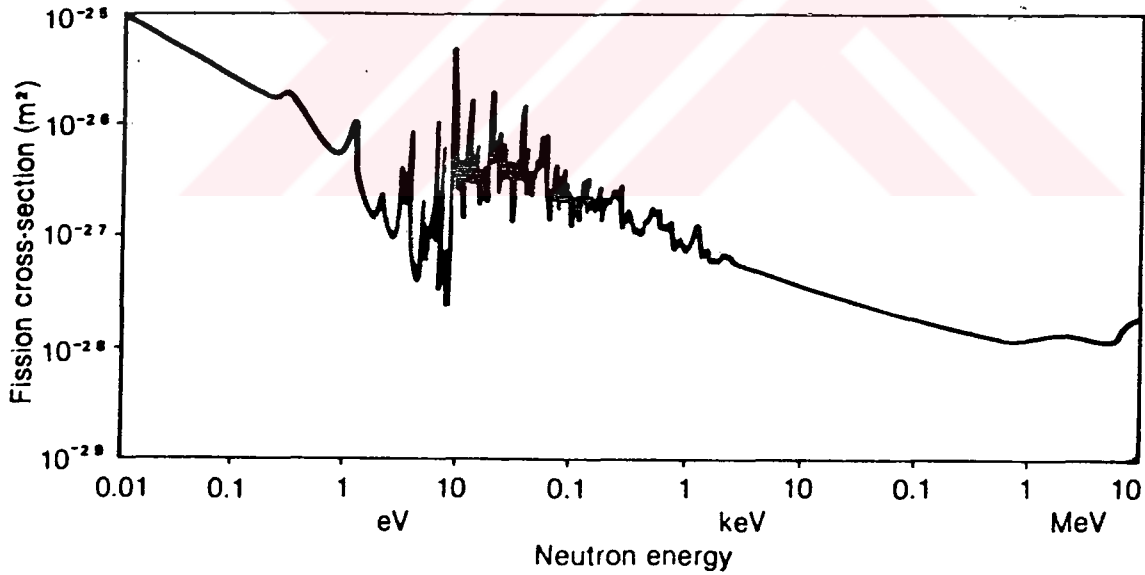




Şekil 2.21 Kontrol çubuğu içinden geçen bir çap uzunluğunca gösterilen reaktör kalbi içindeki güç ve akı değişimleri(Marshall, 1983a)

### 2.3.3 Sıcaklık ve reaktivite

Şekil 2.22’de; Pu-239’un fisyon kesit eğrisinin şekline çok benzeyen U-235’in fisyon kesiti gösterilmektedir. Şekilden görüldüğü üzere, 100eV’un altındaki enerjilerde keskin uçlara veya rezonanslara hakimdir. Bir rezonans; nötron enerjisini etkileyerek onu hızlanmasına ve U-238 tarafından yutulma şansının artmasına yol açar. Zincir reaksiyonunun devamı için gereken nötronun U-238 ile yutulmasından dolayı nötron akısını da azaltır. Şekilden görülen spektrumun dibindeki enerji bandı, çekirdeğin termal hareketinden dolayı yükselen ve rezonansın yayılma etkisinden oluşan efektif bantla belirlenir. Sıcaklığın artmasıyla, nötronun izafi frekansı ile beraber atomun hızı da artar. Nötronun hızının artışı efektif rezonans bant genişliğini büyütür. Hızlanan nötronlar, U-238 veya Pu-239 tarafından yakalanabilir. Nötronun U-238 tarafından yakalanması reaktiviteyi azaltmasına karşın, Pu-239 tarafından yakalanmasıyla fisyonu sebep olduğundan dolayı reaktiviteyi artırır. Kalp içinde U-238, Pu-239’dan daha fazla ise, sıcaklık artışıyla beraber büyük bir reaktivite kaybı olur. Bu olay; nötron ve çekirdeğin izafi hareketine göre, bir nötronun efektif enerjisindeki değişikliklere bağlı olduğundan dolayı, Doppler etkisi olarak bilinir.

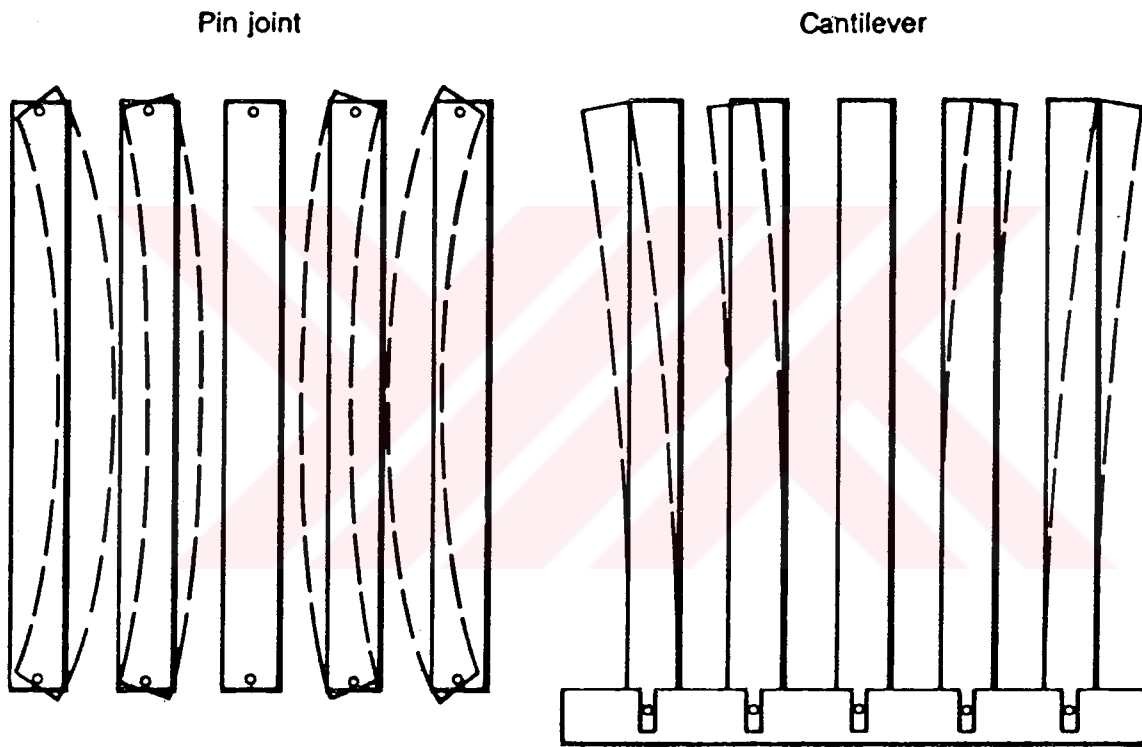


Şekil 2.22 U-235’in fisyon kesiti(Marshall, 1983a)

Sıcaklık; kalp yapısının sıcaklığını artırarak kalbin büyümesine yol açar. Bu büyüme; nötron kaçağı olasılığını artırarak reaktiviteyi azaltır. Ancak; sodyum soğutucu, kalbi yakıt ve yapısından daha fazla büyütür. Sodyum soğutucu; hafif bir yutucu olduğu için yakalanan nötronlarla kalbin dışına sızmasını engellemek için çarpışan nötronlarla ve azalmış nötronlarla etkilenir. Sıcaklık

artışıyla yoğunluğu düşer. Azalmış olan çarpışma daha çok kaçağa izin verir. Ve bu nedenle; reaktivite azalır.

Sıcaklık gradyentlerindeki yakıt elemanlarının distorsiyonunu ortadan kaldırmak için; yakıt, kalp içersinde dikey çelik tüpler veya alt gruplar şeklinde monte edilir. Kalbin içinden geçen akının değişimlerinden dolayı(şekil 2.20) güç ve çevresel bir alt grubun sıcaklığı; kalbin merkezine en yakın köşe üzerinde daha yüksektir. Kalbin aşağısında ve üstünde şekil 2.23’de gösterildiği gibi, yay şeklinde yapılmasıyla güç artışı sağlanmış ve reaktivite arttırılmış olur.



Şekil 2.23 Bükülen yakıt elemanları(Marshall, 1983a)

### 2.3.4 Reaktivite katsayısı

Reaktivite üzerindeki sıcaklığın değişik etkileri reaktörün çalışmasını etkileyebilir. Bu etkilerin önemli iki tanesi; izotermal sıcaklık katsayısı ve güç katsayısıdır. İzotermal sıcaklık katsayısı, sıcaklık reaktivite değişiminin değeridir. Bu katsayı; Doppler, sodyum büyümesi, yapının büyümesi ve sıcaklık gradyentlerindeki yakıt elemanlarının distorsiyonu etkilerine bağlı olur.

Güç katsayısı, reaktör güç reaktivitesinin değişiminin değeridir. Soğutucu ve yapı sıcaklıkları hemen hemen sabittir ve sadece yakıt sıcaklığı önemli ölçüde değişir. Bu nedenle; güç katsayısı esas olarak Doppler etkisine bağlı olur.

Reaktör kararlı bir çalışmada ise bu iki katsayının negatif olması gerekir. Kalp içindeki Pu-239'un U-235'e oranı artırılırsa, kalp hacmi daha da küçüleceğinden nötronların yayılma şansı daha fazla olacaktır. Düşük enerjilerde  $\phi^{\infty}$  arttığından; (düşük enerjili bir nötronun kalp içinde daha fazla kalmasıyla fisyon yapma şansı daha yüksektir) ve U-238 Doppler etkisi daha az negatif olduğundan dolayı, sodyum kaybı moderating etkisi daha fazla pozitif olur. Her iki katsayı; kalp içerisine berilyum-oksit moderatörü eklenmesiyle daha fazla negatif yapılabilir. Ancak bu olay; besleme kazancını azaltan ve daha fazla yakıt kullanımını gerektirdiğinden istenmeyen şartlar doğurur. Her iki katsayı, yakıt içindeki Pu-241 miktarlarının artırılmasıyla daha az negatif yapılabilir.

### 2.3.5 Yakıt elemanları

Hızlı reaktörlerde yakıt olarak genellikle; %15-30 oranında PuO<sub>2</sub> kullanılır. Bu yakıtlar 6mm'lik paslanmaz bir çelik tüp içerisine koyulur.

Çoğu reaktörlerde yakıt; UO<sub>2</sub> ve PuO<sub>2</sub>'in doğru oranlarda karıştırılmasıyla istenen şekil verildikten sonra fırında kurutularak, hacmi topraklanan sinterlenmiş levhalar şeklinde kullanılır. Levhaların gözenekli yapısı, ısıtma zamanı ve sıcaklığının ayarlanmasıyla engellenebilir. Şekil 2.24a'da çelik tüp içerisine yerleştirilen levhalar görülmektedir.

Tüpün içerisine sinterlenmiş 800µm ve 80µm'lik oksit parçacıklarının doldurulması, parçacıkların basınçla yoğunlaşmaya kadar, mekaniksel bir titreşim yaratmasına sebep olur. Mekaniksel titreşim ve yoğunlaştırma adımı alan(vibro-compaction), ucuz ve basit olmasına karşın, gözenekli yapıdaki yakıt hacminin %18 değerinin altına indirilememesi zorluğu vardır.

Çelik tüp; yakıtı tutmak ve fisyon sonucu soğutucu içerisine radyoaktif fisyon ürünlerinin sızmasını engellemek için kullanılır. Çelik tüpün kaplaması, yakıtın %10'u yanmadan önce bir sızıntıya izin vermez.

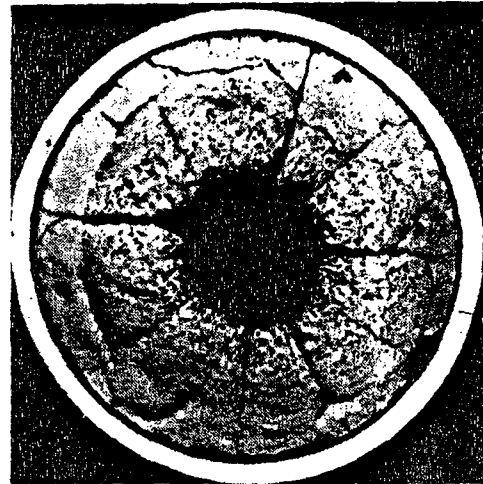
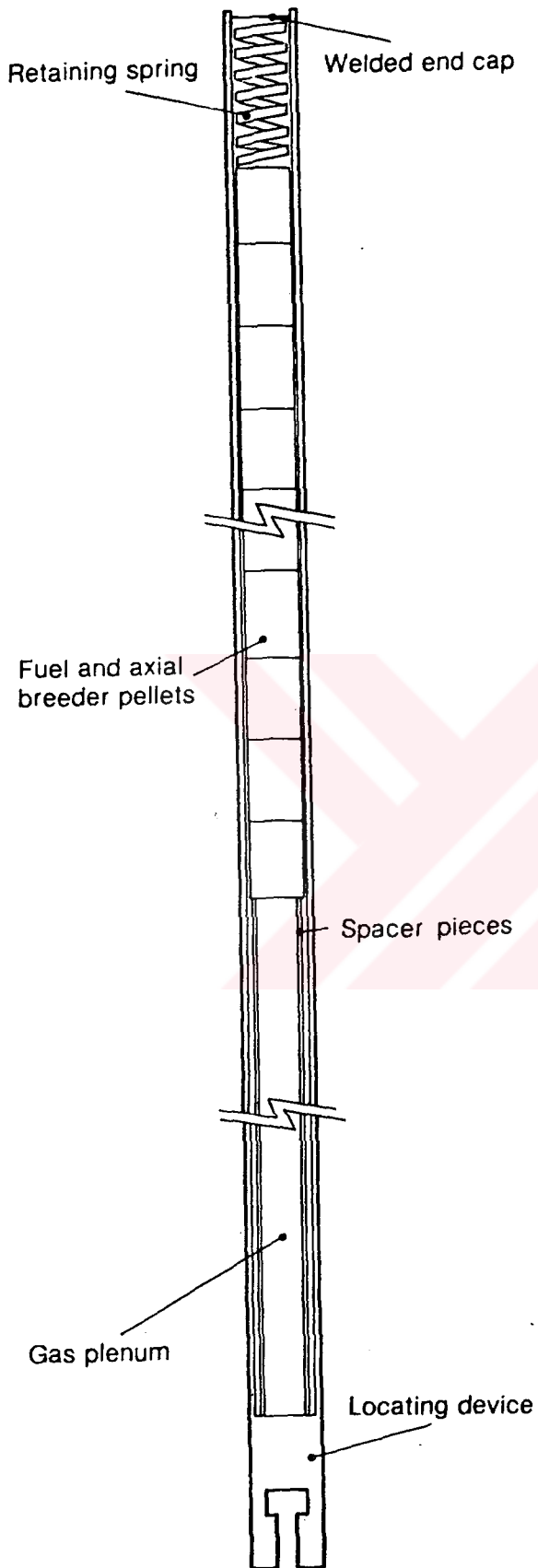
Yakıt, fisyonlandığı zaman iki veya üç fisyon atomu ortaya çıktığından dolayı büyümeye maruz kalır. Fisyon ürünlerinin bazıları(gazlar) ince yakıtların içine sızar. Yakıtın hacmindeki artış

yaklaşık 0,8B(B; yanmadır) dolaylarındadır. Örneğin; yakıtın %10'u yandığı zaman, yaklaşık %3'lük bir büyüme oluşur. Aynı zamanda, yakıtın kaplaması da aynı miktarda uzar.

Yakıt büyümesinin engellenmesi için; ya sinterlenmiş yakıt içindeki delikler doldurulur ya da yakıt, içi boş levhalar şeklinde yapılır. Reaktörlerde yakıt genellikle; toplam hacminin %10-20'sini tutan içi boş levhalar şeklinde yapılır.

Her fisyon sonrası, yaklaşık 0,26 atom kripton ve ksenonun değişik izotopları üretilir. Üretilen bu ağır gazlar(helyum, neon, kripton, ksenon ve radon), yakıtla veya diğer fisyon ürünleriyle kimyasal olarak birleşmez. Ancak; kristal hale gelmiş yakıt içinde ufak kabarcıklar şeklini görünür. Sonuçta; levha yüzeyine kanallar şeklinde birleşmesiyle gaz serbest kalır.

Yakıtın %10'unun yakılmasıyla üretilen 400 °C'de ve 1 barlık basınç altındaki gaz, yakıt hacminin yaklaşık 50 katını kaplar. Gazların radyoaktif olmasından ve kaplamanın içinde tutulması gerektiğinden dolayı, yakıt elementinin bir ucunda boş bir hacim(plenum) bırakılır. Eğer plenumun hacmi yakıtın hacmine eşit olursa, yakıtın %10'unun yanmasından sonra yakıt elementinin içindeki basınç yaklaşık 50 bar olacaktır.



Şekil2.24 a) Yakıt elementi(Marshall, 1983a)  
b) İradyasyona maruz kalmış yakıt elementinin kesiti

### 2.3.6 İradyasyon etkileri

Reaktör çalıştığı zaman, her bir yakıt elemanının bir metrelik uzunluğu için; 50kW'ın üstünde bir değerde ısı üretilir. Yakıtın termal iletkenliğinin yaklaşık  $2 \text{ Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$  olmasından dolayı, yakıt elemanının merkezindeki sıcaklık  $2500 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 'ın üstündedir. Yakıtın dış yüzey sıcaklığı ise  $1000 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 'tır. Yakıt ve kaplama arasındaki sıcaklık farkı çok büyüktür. Bu yüksek sıcaklıklar ve gradyentler, yakıtın mikroskobik yapısını değiştirebilir. Şekil 2.24b'de; iradyasyon öncesi ve sonrası yakıt elemanlarının kesiti gösterilmiştir.

İradyasyon sebebiyle yakıtın merkezinde bir delik oluşur. Deliğin etrafını çeviren bir bölgede, silindirin çapı boyunca iradyasyon olmadan önceki zerreciklerden daha büyük olan uzun dikey zerrecikler oluşur. Yapısının başkalaşımı;  $1300\text{-}1600 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 'lık sıcaklık aralığında özel zerreciklerin birleşerek büyümesi ve yakıtın merkez sıcaklığının  $1600 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 'ın üstüne çıkmasıyla, yakıt malzemesinin özel atomlarının her bir gözeneğin sıcak kısmından soğuk kısmına yayılmasıyla, merkeze doğru hareket etmesi sebeplerinden dolayı oluşur. Yakıt; orijinal gözeneklerin ve fisyon ürünü gaz kabarcıklarının merkez boşluğuna göç etmesiyle tekrar kristalleşir.

Merkez ve yüzey arasındaki sıcaklık farkı, yakıt çatlaması sonucu oluşur. Yakıt reaktöre koyulduğu zaman; ısı üretimi başlar ve daire çevresinden daha büyük merkez büyümeleri ve merkeze doğru gidildikçe incelen yarıçapsal çatlakları oluşarak merkez bölgesi yeniden kristalleşir. Reaktör kapatıldığı zaman, merkez büzölmeleri ve daire çevresinde gittikçe incelen yeni çatlaklar oluşur.

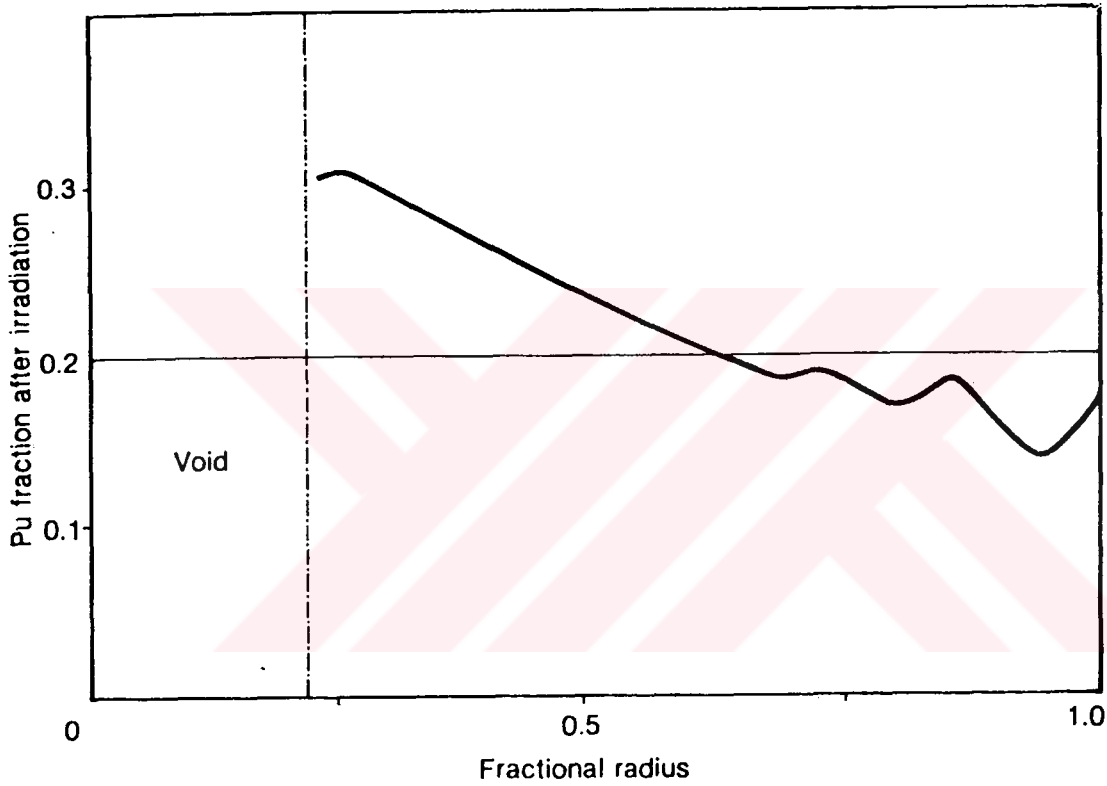
Yakıt ve kaplama arasındaki mekanik etkileşim çok karmaşıktır. Yakıt, kaplamaya karşı bir basınç uygular. Bu basınç düzensiz olarak yoğunlaşarak yakıtın yüzeyinde çatlaklar oluşmasına sebep olur ve kaplama büyümesini arttırır onu büyütür. Bu büyüme yakıtı, termal creep(Zaman içinde mekanik yükün yakıtta plastik deformasyona sebep olmadan yarattığı geriye dönüşümü olmayan boyutsal değişim)ve fisyonlarla özel kristallerin atomik yapısının yok edilmesine sebep olan iradyasyon creep(Zaman içinde mekaniksel yük ve nötron akısının sebep olduğu yakıtın geriye döndürülemeyen boyutsal değişimi) olmak üzere iki şekilde etkiler.

Yakıt iradyasyonlu durumda iken plütonyumun uranyuma göç etme eğilimi vardır. Şekil 2.25'de iradyasyon sonrası plütonyumun dağılışı gösterilmiştir. Kesin stoikometrik kompozisyonu olmayan bu göç, yakıttaki oksijen miktarına bağlıdır. Kompozisyon  $(\text{U,Pu})\text{O}_2 + x(- \text{ veya } + \text{ olabilir})$  şeklinde



gösterilir. Yakıtın en sıcak kısmındaki plütonyumun  $x > -0,04$  değeri için; merkeze doğru hareket etme eğiliminde olduğu ve  $x < -0,04$  için; dışarıya doğru hareket etme eğiliminde olur. Yakıtın dış kısmındaki plütonyum ise, çok zor etkilenir.

Bu olay; buharlaşan yakıt türlerinin göçüne bağlı gibi görünür. Eğer aşırı oksijen varsa, daha fazla  $UO_3$  içeren bir yakıt dengesindeki buhar; soğutucu bölgelere, plütonyumun yerini alarak daha sıcak bölgelere göç eder. Oksijen yetersiz iken buhar daha fazla  $PuO$  içerir ve dışarıya göç eder.



Şekil 2.25 Yakıt elemanlarındaki plütonyumun yarıçapsal göçü(Marshall,1983)

### 2.3.7 Fisyon ürünlerinin davranışı

Fisyon sonucu ortaya çıkan ağır gazlar(Kr, Xe v.b) yakıt elemanının ucundaki plenuma gider. Küçük bir miktarı yakıtta kabarcıklar şeklinde kalır.

Alkali metaller(Rb,Cs) buharlaşabilir olup, yakıtın soğutma yüzeyine göç eder. Şekil 5-11 iradyasyon sonrası Cs-137'nin dağılımını gösterir. Ağır gazların  $\beta$  bozunumundan oluşan izotopları gaz plenumunun içerisine girer.

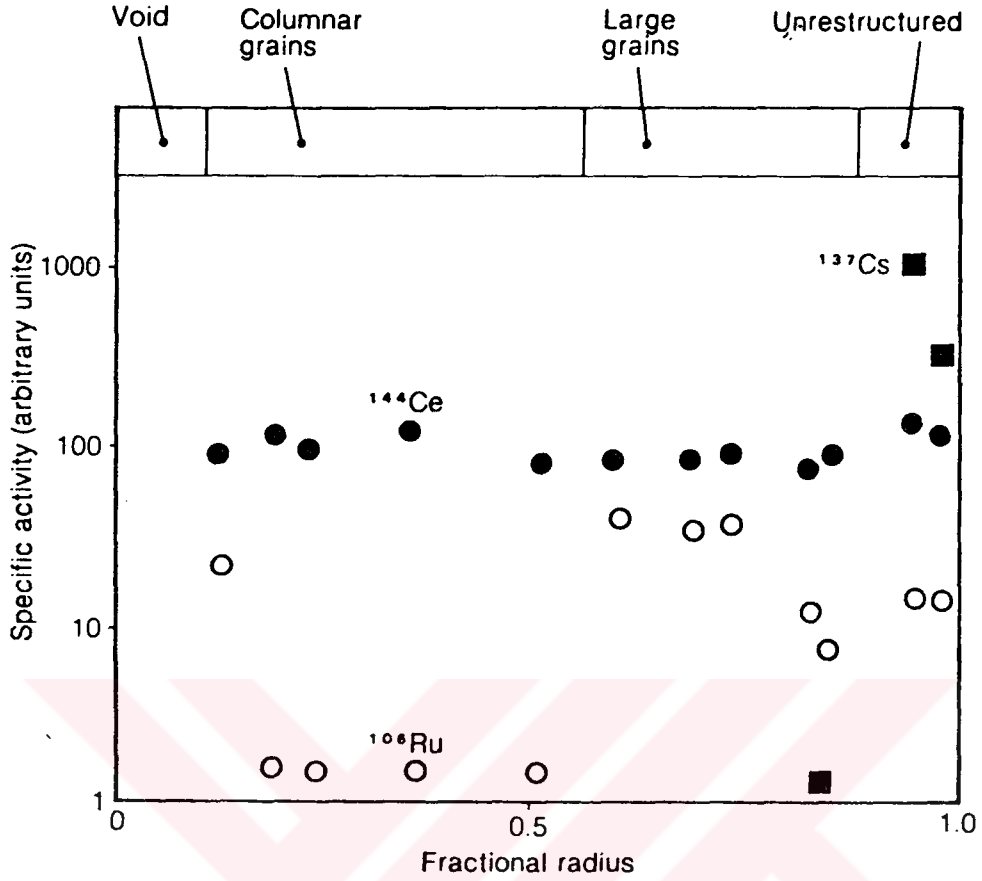
Küçük miktarlarda üretilen halojenlerden(I,Br) iyot ise; kaplamanın yakınında(kaesium-iyot şeklini aldığı yerde) toplanır.

Kolay işlenmez oksitler şeklini alan metaller(Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Te) bazı zamanlar yakıt içerisinde dağılmasına rağmen, merkez sıcaklığı yüksekse merkez boşluğu içindeki damlacıklar şeklinde dağılır.

Mo metali de; oksijen potansiyeli düşük ve oksit yüksek olduğu zaman metal şeklinde ve bazı zamanlarda da oksit şeklinde görülür.

Malzemelerin okside olma eğilimini belirleyen oksijen potansiyeli yapıda belirlenmesine rağmen, yanma yöntemleri sebebiyle değişir. Her bir fisyon sonrasında, fisyon ürünlerini oksidize etmeye gidecek iki oksijen atomu serbest kalır. U-238'in fisyonunda; Pu-239 fisyonundan daha az ruthenyum ve paladyum ve daha çok oksitleri şeklinde zirkonyum ve stronsiyum üretilir.

Kalp içinde Pu-239 fisyonlarının olduğu yerde oksijen potansiyelinin artmasına karşın, besleyici içinde U-238 fisyonlarının olduğu yerde oksijen potansiyeli düşer. Kalp içindeki oksijen potansiyelini sınırlamak için; aşırı oksijenle birleşen bir tampon olarak hareket eden ve etkili yakıt kompozisyonunda  $(U,Pu)O_2 + x$ 'daki  $x$ 'in 0,015 değerini aşmasını engelleyen molydenum yerleştirilir.



Şekil 2.26 İradyasyon sonrasında fisyon ürünleri dağılımı(Marshall,1983a)

## 2.4 Reaktör Mühendisliği

### 2.4.1 Kalp içindeki ısı transferi

Kalbin hacmi, kritik bir kütle oluşturma ihtiyacıyla belirlenir. Yakıt içindeki Pu-239'un U-238'e oranının değiştirilmesiyle, daha az veya daha fazla hacimli bir montaj yapılabilir.

Kalp ve yakıt elemanlarının boyutları; yakıttan çıkan ısıнын soğutucu içerisine alınması ve kalp içinden akacak soğutucuya yeteri kadar boşluk sağlanması gibi ısı transfer şartlarının göz önüne alınmasıyla yerleştirilmesi gerekir. Yakıt elemanları, tüm uzunlukları 80cm'yi aşmayacak şekilde çok ince yakıtlar halinde yapılır.

Yakıt ve fisyon ürünü gazlar tarafından oluşturulan zorlamalarla kaplamanın çatlayabileceğinden dolayı, kaplama sıcaklığının  $700^{\circ}\text{C}$ 'yi aşmasına izin verilmemelidir. Sıvı yakıtın merkez boşluğundan serbestçe aşağıya akabilmesi için, yakıt sıcaklığı yaklaşık olarak  $2800^{\circ}\text{C}$  seçilmelidir.

Yakıt yüzeyi ve merkezi arasındaki sıcaklık farkı; her bir ünite uzunluğunda üretilen güce (lineer değer) ve yakıtın termal iletkenliğine bağlı olmasından dolayı, izin verilen maksimum değer,  $50\text{kWm}^{-1}$  seçilmelidir.

Nötron akısı, kalp içindeki yakıt elemanlarıyla lineer değeriyle değişmesinden dolayı, ortalama lineer değer maksimum olarak,  $0,6(30\text{kWm}^{-1})$ 'dir.

Sodyumun çok iyi ısı transfer özelliklerine sahip olmasından dolayı ısı akışı; kaplama ve soğutucu arasındaki küçük bir sıcaklık farkıyla transfer edilir.  $10\text{ms}^{-1}$ 'lik bir hıza sahip sodyum, yaklaşık  $200\text{kWm}^{-2}\text{K}^{-1}$ 'lik bir ısı transfer katsayısını verir. Örnek olarak;  $13\text{K}$ 'lik bir sıcaklık farkıyla  $2,5\text{MWm}^{-2}$ 'lik güç transfer edilebilir.

Yakıt elemanlarından birinin diğerinden daha fazla soğuk veya sıcak olması gibi ısı transfer düzensizliklerinden dolayı, soğutucu ve kaplama sıcaklıklarının en üst sınırı (hot-spot) belirlenmelidir. Yaklaşık  $100\text{K}$ 'lik bir hot-spotta maksimum kaplama sıcaklığı  $700^{\circ}\text{C}$ 'dan daha az olmalıdır.

Kalp içinden akan soğutucu değeri; uzaklaştırılan ısı değeriyle ve sıcaklık yükselme değeriyle belirlenir. Ağız sıcaklığının  $560^{\circ}\text{C}$ 'de sabit tutulmasıyla, buhara transfer olacak ısı ve güç santralinin verimini etkileyecek sıcaklıkların maksimum yapılabileceğinden dolayı, termodinamik olarak giriş sıcaklığının olabildiği kadar yüksek tutulması gerekir. Daha yüksek ağız sıcaklığı, daha düşük soğutucu yükselmesi ve daha yüksek toplam akış değeri için; daha yüksek soğutma hızlarına, daha düşük basınçlara ve kalp içindeki soğutucunun büyük bir hacme sahip olması gerekir.

Reaktör kalbinin belirlenmesinde en büyük faktör, kalbin yüksekliğine bağlı olan basınç azalmasıdır. Kalp küçük olursa, basınç azalması da düşüktür ve sirkülasyon pompası ile diğer üyelerin yapıları basittir.

### 2.4.2 İradyasyon etkileri

Reaktör içinde kullanılan çelik veya nikel alaşımların nötron akısı tarafından oluşturulan iradyasyonu engellemesi gerekir.

Kalp içindeki nötronlar; fisyon sonucu oluşan nötronlarla, absorbe edilen nötronlarla ve demir çekirdek yapısı ile birkaç kez çarpışır. Her bir demir atomu, 25eV'luk bir enerjiye sahip bir nötronla çarpıştığı zaman koparılabilir. Tam güçte çalışan bir reaktörün kalbi içindeki çeliğin 1mm<sup>3</sup>'ünde 10<sup>20</sup> atom vardır ve saniyede 2x10<sup>14</sup> atom yer değiştirir. Atom yer değiştirdiği yerde bir boşluk bırakır.

Bir nötron, boron çekirdeği(B-10) tarafından yakalandığı zaman,  $\alpha$  parçacığı yayımlanır. Bozunum sonucu, kristal içinde yarık şeklinde görülür. Bu yarığa sahip helyum atomunun boşlukları çekmesiyle, yaklaşık olarak 0,1  $\mu$ m uzunluğunda mikroskobik polihidral bir boşluk oluşur. Bu boşlukların kristalin yüzeyinde toplanmasıyla ortalama yoğunluğu azaltması sebebiyle, her bir kristal büyüyerek hacmi %10 arttırabilir.

İradyasyon; atomların yerlerini değiştirebildiğinden dolayı(devingen), düşük sıcaklıklarda ağır hareket etmesine sebep olur. Aynı zamanda; plastik özelliği kaybettirerek, boşlukları daha az devingen hale soktuğundan dolayı, malzemenin daha da sert olmasına sebep olur. 700 °C' ın üstündeki sıcaklıklarda helyumun özel kristal yüzeylerine yayılmasıyla, malzeme kolayca kırılabilir duruma gelir.

### 2.4.3 Yapısal malzemeler

Nükleer güç reaktörlerinde ortaya çıkan radyasyonun en fazla kalbi etkilediğinden dolayı zırhlanması gereken bölgelerin başında gelmektedir. Kalbi etkileyecek olan bu radyasyonlar aşağıda gösterildiği gibi yedi kaynaktan meydana gelmektedir.

- 1) Ani fisyon nötronları: Çok kısa sürede ortama atılan bu tip nötronların ortalama enerjileri 2 MeV kadardır. Biyolojik zırhın hesaplanmasında göz önüne alınması gerekli en önemli kaynak bu nötronlardır.
- 2) Gecikmiş nötronlar: Bu nötronların sayısı çok az ve ortalama enerjilerinin de 400 keV

dolaylarında olmaları, ani fisyon nötronları yanında pek önemli olmayan bir kaynak durumuna sokmaktadır.

3) Ani  $\gamma$  ışınları: Ani nötronların oluşumu sırasında meydana gelen bu  $\gamma$  fotonları genellikle kalp içinde yutulur.

4) Fisyon ürünlerinin  $\gamma$  ışınları: Bu  $\gamma$  fotonları, yakıt elemanları tarafından yayımlanır. Fisyon ürünlerinin yarı ömürlerine bağlı olarak, reaktör durduktan sonra da yayımlanmaya devam eder. 2800MW(t)'ta çalışan bir reaktör için bozunma ısı; kapandıktan 1 dakika sonra 100MW(t) 1 saat sonra 37MW(t), 1 gün sonra 10MW(t), bir hafta sonra ve bir ay sonra 3MW(t)'tir.

5) Elastik olmayan çarpışmalardan doğan  $\gamma$  ışınları: Uyarılmış çekirdekler tarafından yayımlanır.

6) Yutulma  $\gamma$  ışınları: Işınımlı yutulma reaksiyonlarından çıkan fotonlardır.

7) Aktivasyon  $\gamma$  ışınları: Nötron yutarak aktif hale gelmiş olan çekirdekler tarafından yayımlanır.

Reaktör kalbinden yayımlanan bütün bu ışınların zırhllanması esnasında hızlı nötronların yavaşlatılması, yavaş nötronların yutulması ve tüm  $\gamma$  ışınlarının tutulması hususlarının göz önüne alınması gereklidir.

Bilinen en iyi yavaşlatıcılardan birinin hidrojen olmasına rağmen, bu elementin yüksek enerjili nötronlarla için çarpışma tesir kesiti küçüktür. Kurşun, baryum ve demir gibi kütle sayısı büyük elementler elastik çarpışmalarla nötron enerjisini 0,5 MeV mertebesine indirebilir ve bu enerji seviyesinde hidrojenin elastik çarpışma tesir kesiti 4 barn dolaylarındadır. İşte bu nedenden dolayı, içinde hidrojen bulunması şartıyla, kütle sayısı büyük bazı elementlerin karışımı reaktör zırhı olarak kullanılabilir (ağır beton gibi). Hidrojenin yutma tesir kesiti, termal nötronlar için  $\sigma_a = 0,33$  b' dir. Demirin yutma tesir kesiti ise  $\sigma_a = 2,5$  b değerindedir. Ancak demirdeki yutulmalar sonucu 7,6 MeV ve 9,3 MeV şiddetinde  $\gamma$  fotonları yayınlanmasından dolayı,  $\gamma$  zırhlama sorunu çıkmaktadır. Demir yerine, 7 MeV enerjili  $\gamma$  fotonları yayımlayan ve tesir kesiti  $\sigma_a = 0,2$  b olan kurşun elementinin kullanılmasıyla bu sorun bir miktar ortadan kaldırılabilir. Bu durumda sisteme bir nötron yutucu eklemek gerekir. Bu amaçla kullanılan elementlerin başında (n,  $\alpha$ ) tesir kesiti büyük olan  $^{10}\text{B}$  gelmektedir.  $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$  reaksiyonu için tesir kesiti  $\sigma_a = 759$  b olup, reaksiyon sonrası yayılan  $\gamma$  fotonlarının enerjileri 0,5 MeV dolaylarındadır.  $\gamma$  fotonlarının zırhlamasında, yoğunluğu yüksek olan demir ve kurşun malzemeler kullanılır. Kalınlık yeterli olduğu takdirde nötronlar için kullanılacak olan zırh,  $\gamma$  fotonları için de bir zırh görevi görecektir. Yoğunluğu daha büyük olan kurşun çok iyi bir  $\gamma$  zırhıdır. Hiç nötronun bulunmadığı kaynaklar için, zenginleştirme tesislerinden çıkan ve  $^{235}\text{U}$ 'ce fakirleşmiş olan uranyum da çok iyi bir  $\gamma$  zırhıdır. Kurşunun

istenmeyen bir özelliği düşük ergime sıcaklığı ve yumuşaklığıdır. Bazı durumlarda yoğun  $\gamma$  fotonları akısı karşısında zırhın özellikle soğutulması gereklidir. Nötron zırhlaması için kullanılacak malzemeleri karakterize edebilecek büyüklük, bu malzemelerdeki hidrojen atomu sayısıdır. Örneğin su,  $6,7 \cdot 10^{22} \text{ H}_2\text{O}$  atomu/cm<sup>3</sup> ve ucuz fiyatı ile ideal bir nötron zırhıdır.

Genel bir zırh malzemesi olarak tavsiye edilen beton, ucuz ve dayanıklı olması nedeniyle hem monolitik blok, hem de küçük bloklar halinde kullanılmaktadır. Normal betonun yoğunluğu 2,3 gr/cm<sup>3</sup> dolaylarında olup, kurumuş halde ağırlıkça % 10 su içerdiği için hidrojen atomları yoğunluğu  $1,4 \cdot 10^{22} \text{ atom/cm}^3$ ’dür. Bu oranın, sudaki orandan daha düşük olmasına rağmen, beton içinde ek bir yavaşlatıcı gibi görev gören ve sudan daha bol olan oksijen, düşük hidrojen yoğunluğunu bir miktar karşılayan silisyum ve kalsiyum da bulunur.

Normal betonun içinde kullanılan kum ve agregalar yerine barit (baryum sülfat minerali) kullanmak suretiyle beton yoğunluğu 3,5 gr/cm<sup>3</sup>’e çıkartılarak, serbest yol ise hızlı nötronlar için 8 cm’ ye,  $\gamma$  fotonları için 10 cm’ ye indirilebilmiştir. Böylece aynı bir zırhlama etkinliği için zırh kalınlığını arttırmadan daha ağır bir zırh elde etmek mümkün olmuştur.

Barit agregalar yerine bir demir minerali olan limonit kullanarak ( $2 \text{ Fe}_2\text{O}_3 \cdot 3 \text{ H}_2\text{O}$ ) yoğunluk daha da iyileştirilebilir. Örneğin, Brookhaven reaktörünün zırhı, limonit, demir talaşı, Portland çimentosu ve su karışımından yapılmış olup,  $\lambda(\text{nötron}) = 6,3 \text{ cm}$  ve  $\lambda(\gamma \text{ fotonu}) = 8 \text{ cm}$  değerleri elde edilmiştir. Bu zırh karışımının yoğunluğu ise  $\rho = 4,27 \text{ gr/cm}^3$ ’dür.

Kalp içinde kullanılan yapısal malzemeler nötron akısının etkilerine ek olarak soğutucu etkilerine de karşı koyar. Sodyum; paslanmaz çeliği çok az çürüterek, sıcaklık ve oksijen konsantrasyonuna bağlı olan bir değere kadar eritir. 500 °C’de oksijen oranı 10 p.p.m olan sodyum, her yıl yaklaşık 2 $\mu\text{m}$ ’lik çeliği çürütür. Oksijen oranı 30 p.p.m olmasıyla bu değer, 10 $\mu\text{m}$ ’ye çıkar.

Sodyum, çeşitli malzemeler arasında karbon iletimi de sağlar. Sıcaklığa bağlı olan karbon ferritik çelikten kaybolarak, mukavemeti azaltır. Bu olay; malzeme ebatlarının küçültülüp, austenitic çeliğin kullanılmasıyla azaltılabilir. Karbon tortusu ise, soğutucu içindeki karbon konsantrasyonunun sınırlandırılmasıyla kontrol edilir. Sodyum sıcaklığı düzensiz olarak değişiyorsa, bu sıcaklık çeliğin yüzeyine iletilerek yüksek termal basınçlar sebebiyle çeliğin eskime süreci başlar.



Yaygın olarak kullanılan austenitic çelikler; AISI304, 316 veya 321'dir. Bunların mukavemeti düşük olmasına karşın, kolayca eğilebilir ve korozyona karşı dirençlidir. Bunlar; termal bir şoka hassasiyet gösterip, ırdyasyon altında kısmen büyür ve daha sonra da çatlar. Kaynama noktasının altındaki sıcaklıklarda malzemenin plastik deformasyonu(cold-working) azalır.

%40 Nikele sahip yüksek-Nikel alaşımları, daha dayanıklı ve büyümeye karşı daha dirençlidir. Nikel, nötronları demirden daha büyük bir oranda yutar. Nikelin sodyum içerisinde tamamen eritilebileceğinden dolayı malzemeler, daha fazla nikelden yapılır.(%75 Nikel gibi)

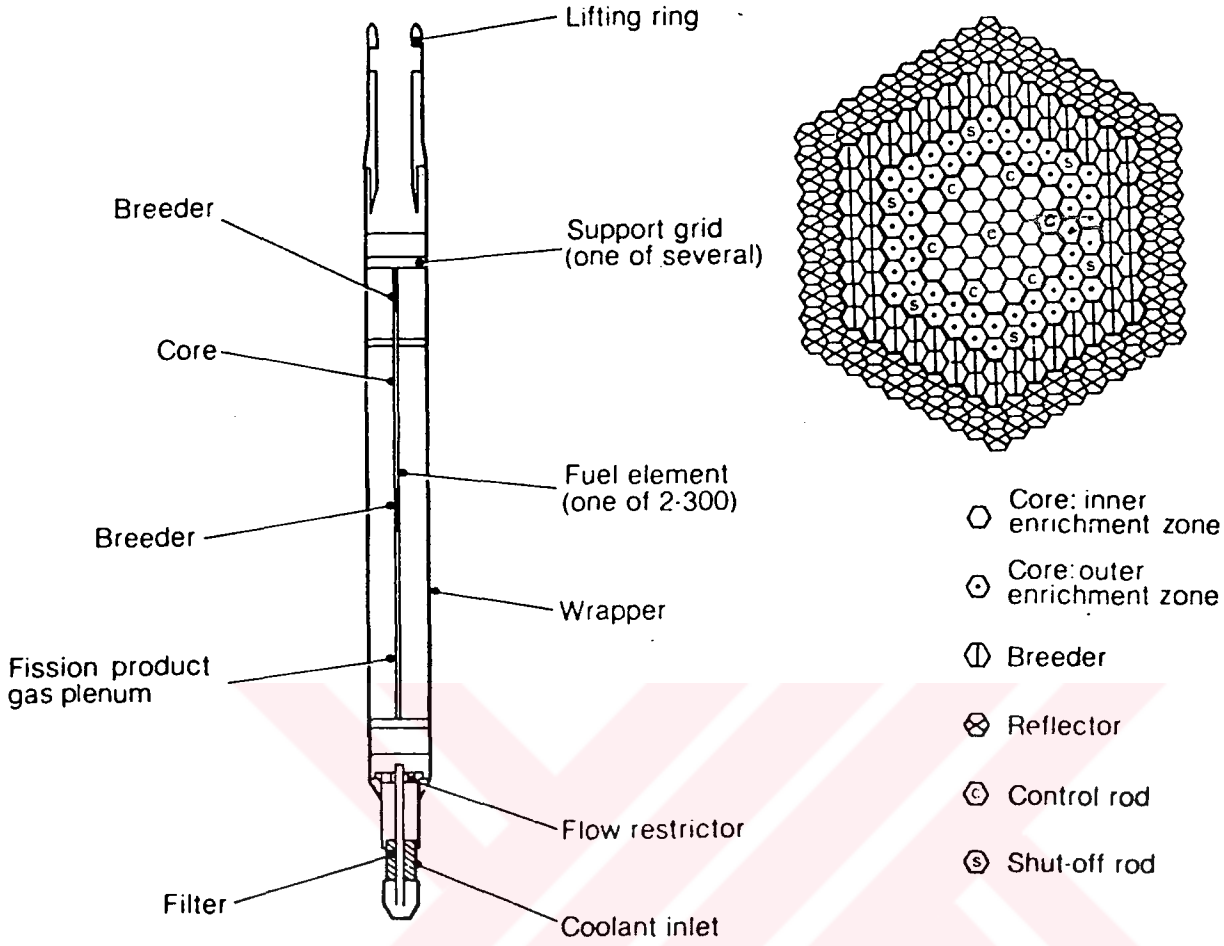
Ferritic çeliklerin decarburization etkilerinden dolayı, reaktör başlangıç devrelerinde nadir olarak kullanılır. Düşük alaşımlı bir çeliğin(%2,25 khomyum ve %1 molibdenyum) termal büyüme katsayısı daha düşüktür.

#### 2.4.4 Kalbin yapısı

2500 MW'lık bir reaktörde kalp içerisine koyulan 80000 yakıt elemanı; 200-300 yakıt elemanı içeren alt gruplar halinde altıgen çelik tüp içerisine yerleştirilir(şekil 2.27a).

İrdyasyonun büyümesi alt grupların dizilişini bozar. Kalbin merkezinde nötron akısı en yüksek değeriinde olduğundan dolayı, altıgen çelik tüpün köşeleri konveks bir şekilde eğilir. Konveks eğilme ve köşelerdeki büyüme; zaman zaman alt grupların döndürölmesini sağlayan, kalp montajı bittikten sonra sıkıştırılan ve yakıtı değıştirmek için gevşetilen aktif bir sınır mekanizması yardımıyla engellenebilir.

Şekil 2.27b'de, tipik bir reaktör içindeki alt grupların diziliş i görölmektedir. Kalbin dış kısmında içinekinden daha fazla plütonyum kullanılmasıyla, daha düşük bir nötron akısının dengelenerek, güç yoğunluğu daha fazla uniform yapılmış olur. Boron-karbid şeklinde yapılan kontrol çubukları; kalbin üstündeki mekanizmalarla yerleştirilen ve kaldırılan nötron yutuculardır. Kalp; doğal veya tüketilmiş  $UO_2$  içeren yakıt elemanlarına sahip yarıçapsal bir besleyiciyle çevrilidir. Besleyicinin etrafında onu çeviren bir reflektör vardır. Reflektörün dışındaysa bir nötron kalkanı bulunur. Kalp; battaniye ve yarıçapsal zırh çubukları arasında soğutucu akışını dağıtan bir diagrid ile desteklenir.

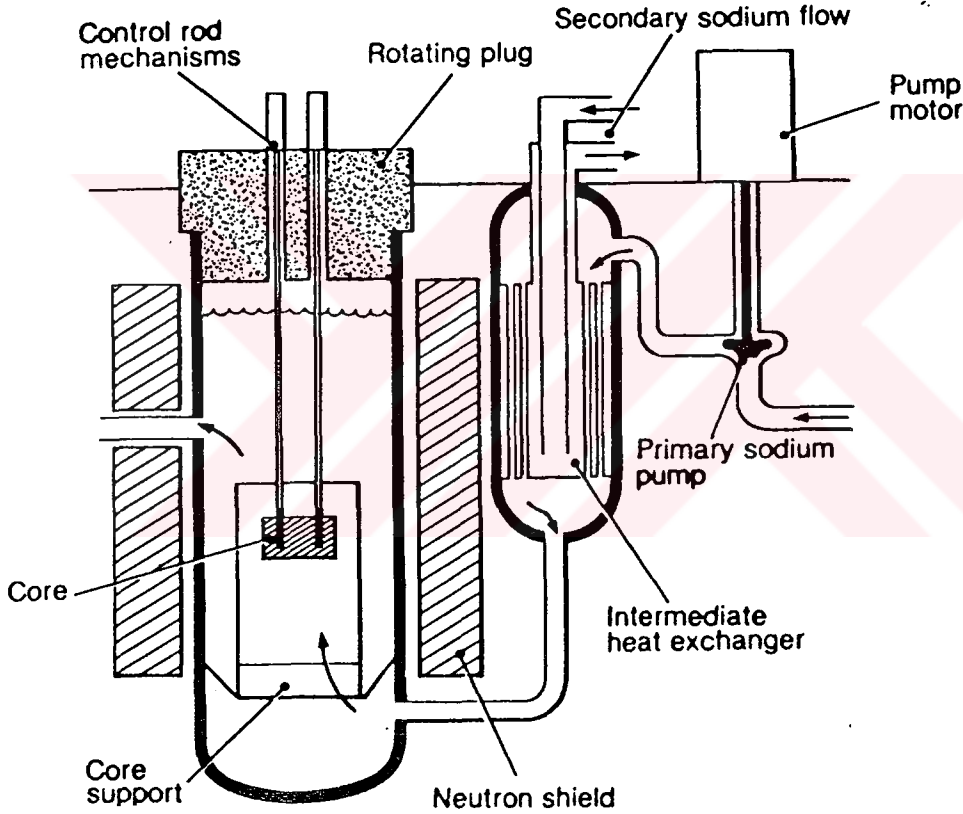


Şekil 2.27a) Yakıt elemanın alt grupları(Marshall,1983a)  
b) Hızlı reaktör kalbi içindeki yakıt dizilişi

#### 2.4.5 İlk soğutucu

Soğutucu olarak kullanılan sodyum, kalp içerisinde radyoaktiftir. Na-23'ün bir nötron yakalamasıyla, 14,7 saatlik bir yarı ömrü sonunda  $\beta$  ve  $\gamma$  bozunumu geçirerek Na-24'e dönüşür. Uygun kalkan ve koruma kabuğuyla radyasyon riski önlenebilir gibi görülür. Esas problem; sodyumun ısısının suya ve buhara transfer edilmesi sırasında ortaya çıkar. Termal basınçlara maruz kalan ısı değiştirgeçlerinin arıza yapma risklerinin fazla olması ve ekzoterm kimyasal reaksiyon sonucunda ısı değiştirgecinde oluşabilecek bir sızıntının radyoaktif olması sebebiyle, bütün sodyum soğutmalı hızlı reaktörlerde ikinci bir sodyum soğutma devresi yaratılır. İlk sodyum soğutma devresi; kalp içerisini soğuttuğundan radyoaktif olur ve ısının, ısı-değiştirgeçlerinden geçtikten sonra ikinci sodyum soğutucuya geçirilmesini sağlar. Dönüşte ısı buhar halinde buhar jeneratörlerine girer.

Pompalar ve ısı-değiřtirgeçleri reaktör kalbi(aynı kap içinde) içinde bulunuyorsa bu reaktöre pool-reaktörü(řekil 2.17), eđer; ayrı kaplarda bulunuyorlarsa bir loop-reaktörü(řekil 2.28) olarak adlandırılır. řekil 2.28’de görüldüğü gibi; ağızlarda bir basınç yaratabilecek borularla bağlantı yapılmamıştır ve kalp ağız sıcaklığının korunması için sadece, sodyum kullanılmıştır. Reaktör kabı; kalbi, pompaları, ısı-değiřtirgeçleri ve 1m kalınlığında çelikten yapılan kalpten kaçan nötronların ısı-değiřtirgeçlerin içinden ikinci sodyum devresine geçmesini önlemek için bir nötron kalkanını da içermelidir. Loop-reaktörlerinin reaktör kabı daha basittir. Ancak; ilk devredeki elemanlar, kısmen sıcak soğutucuya ve kısmen de soğuk soğutucuya maruz kalmalarından dolayı termal basınçlar ve basınç konsantrasyonlarına maruz kalır.



řekil 2.28 Loop hızlı reaktörü(Marshall,1983a)

Bir loop veya pool reaktörlerde soğutucu, uzun dikey millerin altında tek-evreli santrifüj pompalarının kullanılmasıyla sirküle edilir. Sodyum; havanın girişini önlemek için, atmosferik basıncın üstündeki bir basınçta argon gazıyla kaplı bir battaniyeyle kaplanır. Ayrıca; oksijen konsantrasyonunun korozyonunu kontrol etmek için 10p.p.m’in altında tutulabilmesi, sıcaklık azalmasıyla sodyum içerisinde çözünen  $\text{Na}_2\text{O}$  miktarını da azaltan bir soğuk kapanla(cold-trap) yapılır.

#### 2.4.6 Buhar jeneratörleri

Bilindiği gibi;  $^{235}\text{U}$  ve  $^{238}\text{U}$  taze reaktör yakıtlarıdır. Bunların bölünmesiyle kinetik enerjileri ısıya dönüştürecek fisyon parçaları üretilir. Bu fisyon parçaları radyoaktiftir ve çok az hızlı nötronlar üretir. Zincir reaksiyonu sonucunda oluşan ısıyla reaktörün tipine bağlı olarak, buhar veya kaynar su üretilir. Oluşan buhar, elektrik jeneratörlerine bağlanan türbinle sürülür.

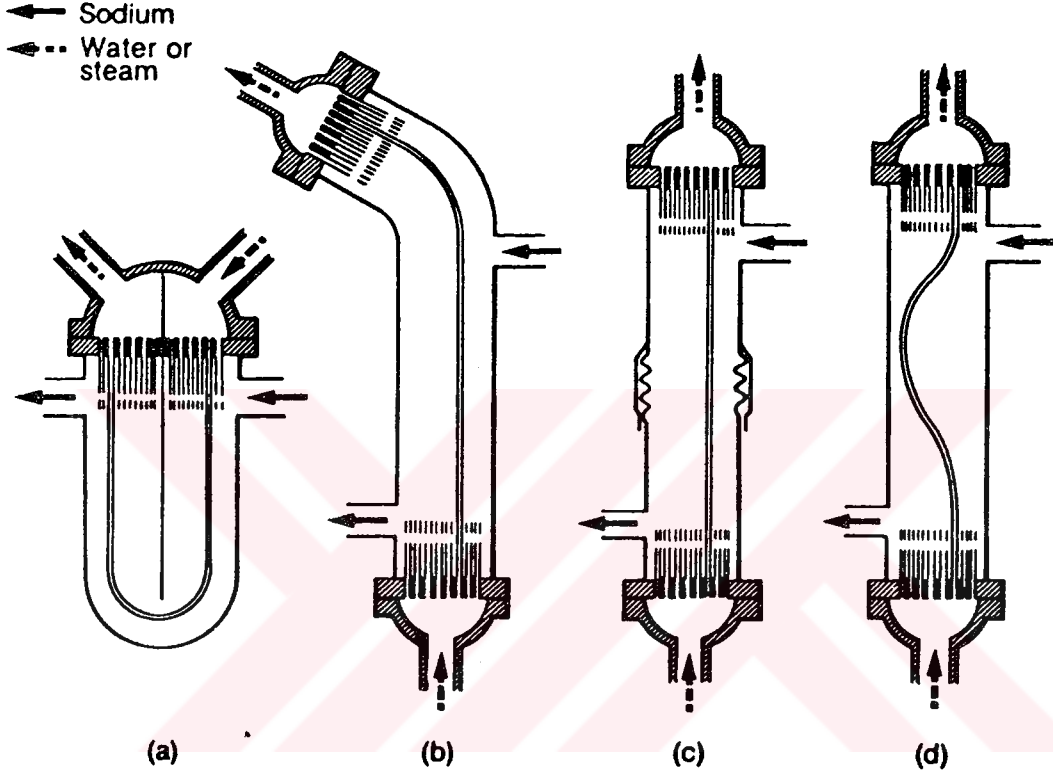
Sodyum, atmosferik basınç altında 560 °C'a kadar ısıtılabilir ve reaktör içinde buharı 520 °C'a yükseltebilir. Bu değer, çoğu modern fosil yakıtlı güç santrallerinde oluşturulan buhar sıcaklığıyla aynıdır.

Kömür yakıtlı 300MW(e)'lik bir güç istasyonunda, yaklaşık 30000m<sup>2</sup>'lik yer kaplayan ısı transfer tüpleri kullanılmasına rağmen, 250MW(e)'lik bir PWR'de, 3000m<sup>2</sup>'lik yer kaplayan her biri 10 m uzunluğundaki 4000 ısı transfer tüpünden oluşan dokuz ayrı ünite vardır. Daha küçük bir hacme sahip olunması, sodyumun ısı transfer özelliğinin çok iyi kullanılması anlamına gelir. Ancak dezavantajları da vardır. Tüplerin duvarları içinden geçen ısı akıları, termal basınçları daha da artırarak işletme şartlarının çok şiddetli geçmesine yol açar. Ayrıca; buhar jeneratörü içindeki çeliğin ve suyun termal mukavemetinden dolayı, çalışma şartlarındaki değişikliklerden daha fazla etkilenir.

Şekil 2.29'da çeşitli yapılarda yapılmış buhar jeneratörleri gösterilmiştir. Buhar jeneratörleri; buharlaştırıcı, süper-ısıtıcı ve tekrar-ısıtıcı olmak üzere üç ayrı bölümden oluşur. Bu sistemin avantajı; buharlaştırıcı içinde kuruluk sağlamak için, suyun buharlaştırılmamasıdır. Buhar davulundaki ayrılan iki evreli bir buhar-su karışımı üretilir. Kuru-doyumlu buhar süper-iletken geçerken su buharlaştırıcıya yeniden sirküle edilir. Böylece şimdi, buharlaştırıcı tamamen suyla dolar ve tüpler asla dry-out olmaz.(dry-out: buharlı battaniyeyle örtülmüş olan yüzeyin ısınmasına sebep olacak kritik ısı akısı) Kirliliklerin konsantrasyonu çürütücü olabileceğinden ve de dry-out noktasındaki tüp duvar sıcaklığındaki değişimlere göre oluşan termal zorlamalardan dolayı, dry-out noktasının engellenmesi gerekir. Buharlaştırıcının basınç korozyonuna daha fazla direnç göstermesi için, ferritik çelikten yapılması gerekir.

Buhar jeneratöründe bir sızıntı olursa, su veya buhar yüksek bir basınçta sodyum içerisine enjekte edilir. Sonuçta oluşan kimyasal reaksiyon; sodyum-oksit, hidroksit, hidrojen ve ekzotermiktir. Sıcak reaksiyon ürünleri çok çürütücü ve yakıcı olduğundan önlenmesi gerekir. Reaksiyon içinde üretilen

hidrojen yoluyla veya sodyum kısmı üzerinde basınç artışıyla buhar jeneratörün içindeki sızıntıyı belirlemek oldukça kolaydır. Küçük bir sızıntı belirlenmişse, buhar jeneratörü kapatılabilir ve boşaltıldıktan sonra sızıntı onarılabilir veya hasarlı tüpler servis dışına alınabilir. Eğer büyük bir sızıntı söz konusuysa; buhar jeneratörünü korumak için otomatik olarak devreye girerek hasarlı ünitelere giden buhar ve sodyum vanalarını kapatan koruyucu bir sistem vardır.



Şekil 2.29 Buhar jeneratörü dizaynları (Marshall, 1983a)

Buhar jeneratörleri üzerinde çalışma yapan elektrik mühendisi Claudio Filippone (Wilson, 1998a); yeni ve harcanmış yakıt karışımının kullanıldığı nükleer güçle çalışan turbo makine (NPTRE-Nuclear Powered Turbo-Reciprocating Engine) fikrini ortaya atmıştır. Böylece nükleer güç, çevrecilerinde sevdiği bir enerji kaynağına dönüşebilecektir.

NPTRE'nin mekanik çalışması, çim biçme makinesinin bujisini değiştiren herhangi bir kişiye daha anlaşılır gelir. NPTRE içindeki piston küçük miktarlardaki sıvı suyla ıtılır. Piston üst ölü merkezde (TDC-top dead center) olduğu zaman sıvı su, özel olarak şekillendirilmiş ısı oluğuna püskürtülür. Bu noktada buhar, daha büyük bir hacme dağılır ve pistonu aşağıya sürer. Prototipinde, suyun buhar şekline dönüşmesini sağlayacak ısı, piston içerisine koyulan  $^{235}\text{U}$ 'in küçük bir miktarı reaktöre girdiği zaman nükleer reaksiyonla üretilir.

NPTRE gerçekte; birbiri üzerine yerleştirilmiş iki reaktörden oluşur. Moderatör olarak su ve yakıt olarak da zenginleştirilmiş  $^{235}\text{U}$  kullanan üstteki reaktör, piston TDC noktasına ulaştığı zaman bir zincir reaksiyonu yaratır. Piston aşağı indiğinde su-moderatörlü reaktörden çıkılır ve grafit-moderatörlü harcanmış  $^{235}\text{U}$  yakıtla dolu olan ikinci bir reaktöre girilir. Kullanılabilir fisyon reaksiyonunun, harcanmış yakıt ve grafit reaksiyonuyla sağlanamayacağından dolayı, piston alt ölü merkeze(BDC-bottom dead center) yaklaştığı zaman, alt reaktörde tetiklemeli bir zincir reaksiyonu oluşturmak için yeteri kadar nötron eklenmesi sağlanmıştır. Üstteki reaktörden elde edilen ısı ve alttaki reaktörden ısı değiştirgeci yoluyla üstteki reaktöre verilen ısı birleştirilerek türbine verilir.

Filippone protopini yapıp denediği NPTRE makinesinin pistonu içinde kullanılan  $^{235}\text{U}$  yakıt ömrünün şimdiki santrallerinkinden 4 ile 6 kat daha fazla olduğunu tespit etmiştir. Bir NPTRE, ısı ve hareket hesaba katıldığında termal verimin %56'sını oluşturur.(günümüz santrallerinde bu değer %30-33 değerleri arasındadır) Fillipone' un prototipinde kullandığı piston ve silindir için; silindirinden egzoz çıkaran çim biçme makinesi motoru kullanılmış olup, yüksek basınçlı su enjektörü için; hafifletilmiş 8 silindirli Oldsmobil dizel pompası ve piston TDC noktasına ulaştığı zaman serbest kalan ısı akışını sağlamak için, ısıtıcı eleman ve hızlı anahtarlama elektrik güç kaynağı kullanılmıştır.

#### 2.4.7 Güvenlik

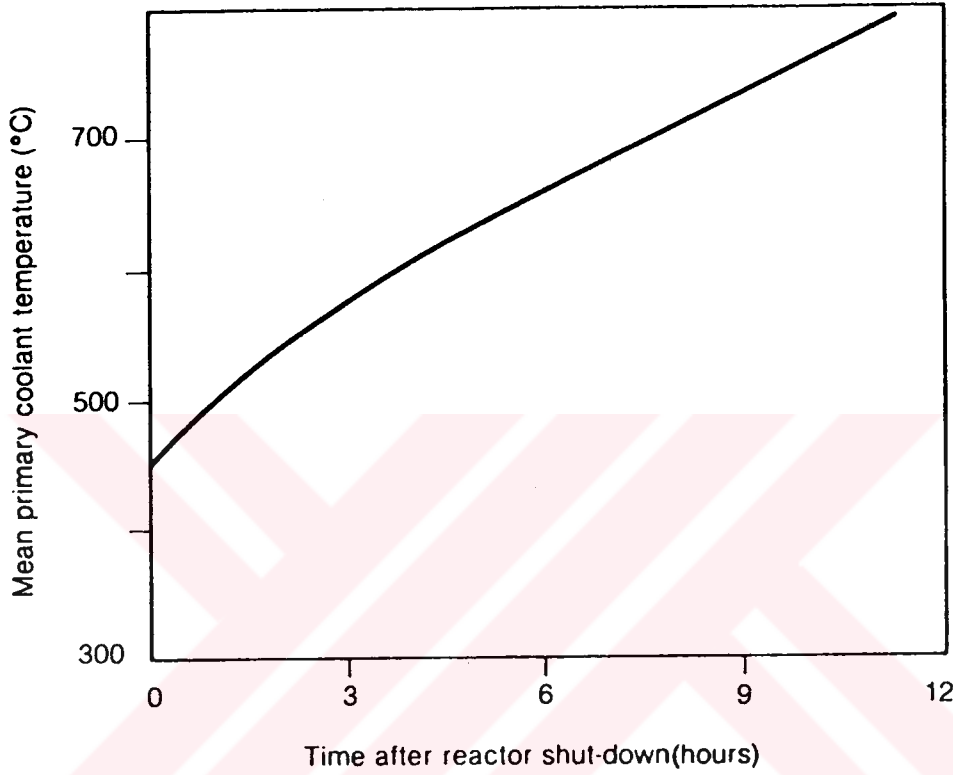
Bir reaktörün güvenliğini sağlamak için iki yol vardır. Bunlardan ilki; seçilen dizayn fikri ve ikincisi de; hasar verebilecek kazaları önlemek için çalıştırılan koruyucu sistemlerdir. Oksit-yakıtlı ve sodyum-soğutmalı hızlı reaktörde 4 güvenlik önlemi vardır:

Birinci güvenlik önlemi; Yakıt kaplamasıyla, ilk soğutucu koruma kabuğu ve reaktör inşası yardımıyla, radyoaktif malzemelerin çevreye yayılmasının engellenmesi için alınır. Yakıt elemanlarındaki arızalar sonucunda; bazı gaz ve buharlaşabilen fisyon ürünlerinin soğutucunun içine kaçmasının engellenmesi için, argon gazı battaniyesine girmeleri sağlanarak kapanlar ve filtreler yardımıyla uzaklaştırılır.

İkinci güvenlik önlemi; soğutucunun düşük basınç altında tutulmasıdır. Soğutucunun düşük basınçta tutulması; koruma kabuğunun hafif basınçlara maruz kaldığını ve kaza durumunda bozunma ısısının güvenli olarak uzaklaştırılabileceğini ifade eder.



Üçüncü güvenlik önlemi; ilk devre soğutucusunun büyük bir kütleye sahip olmasıdır. Bir pool-reaktöründe, ECCS'nin herhangi bir sebepten dolayı çalışmaması durumunda; bozunma ısının hepsinin uzaklaştırılabileceğini ifade eder. Şekil 2.30'da, reaktör kapatıldıktan sonra ısının kaybolmadığı farz edilen bir pool-reaktörünün ana sıcaklığındaki artış gösterilmiştir.



Şekil 2.30 Pool hızlı reaktörünün kapatılmasından sonra görülen yüksek sıcaklık(Marshall,1983a)

Dördüncü güvenlik önlemi ise; yakıt sıcaklığının yükselmesiyle reaktivitenin azalması sonucunda, güvenilir hızlı bir negatif geri besleme sağlayan doppler etkisidir.

Önceden önlem alınması gereken diğer önemli karakteristiklerden biri; yakıt elemanının merkezindeki sıcaklığının yüksek oluşudur. Yakıt elemanlarında görülebilecek yüksek sıcaklık sebebiyle yakıt elemanları delinerek ve eritilmiş yakıtla sıvı soğutucu karşı karşıya gelebilir. Bazı durumlarda ortaya çıkabilecek olan, kalbe hasar verebilecek bir sodyum buharı patlaması ve suyun eritilmiş metalle aniden birleşmesi sonucu oluşan buhar patlamalarının da göz önüne alınması gerekir.



#### 2.4.8 Koruyucu sistemler

Küçük bir aksaklık olduğu zaman tehlike sinyali veren ve büyük bir aksaklık olduğu zaman ise otomatik olarak reaktörü kapatan sistemlere koruyucu sistemler denir. Otomatik kapama, reaktörün açılması(tripping) olarak adlandırılır. Açılma seviyesi veya makine güvenlik değeri aşıldığı zaman, kontrol çubukları ve kapatma çubukları otomatik olarak kalp içerisine yerleştirilecektir.

Çok güvenilir bir sistem olan açma sistemi, gerekli fonksiyonların hazırlanmasını sağlayan birkaç ayrı sistemden ve arıza güvenliği sisteminden oluşur. Reaktör kapatılacağı zaman kontrol çubuklarının bir kısmı; otomatik olarak çalışan elektromıknatıslarla harekete geçiricilere tutturularak(actuators) kalp içerisine girer.

Reaktörün kapatılmasında; nötron akısının çok yüksek olması, soğutucunun çok sıcak olması, akış değerinin çok düşük olması veya ilk soğutucu pompalarının durması sebepleri rol oynar. Soğutucu sıcaklığının ölçülmesi amacıyla üç termokulp ve bir alarm seslendirmesi gibi birtakım cihazlar kullanılır.

Kalp içinde birçok küçük yakıt elemanı olmasından dolayı, soğutucu akışındaki tıkanıklıklara karşı korumak için filtreler koyulur. Alt grupların çıkışlarındaki termokulplar basit ve güvenilir olup, çıkış sıcaklığını çok fazla etkilemeyen bölgesel aşırı ısınmaya sebep olan küçük bir tıkanıklığa karşı duyarlıdır.

Yakıttaki kaplama arızasının belirlenmesi için, sodyumun üstündeki gaz battaniyesi içine geçen radyoaktif fisyon ürünü gazları araştıran kaplamanın patlama süresini belirleme sistemi(BCP) sistemi kullanılır.

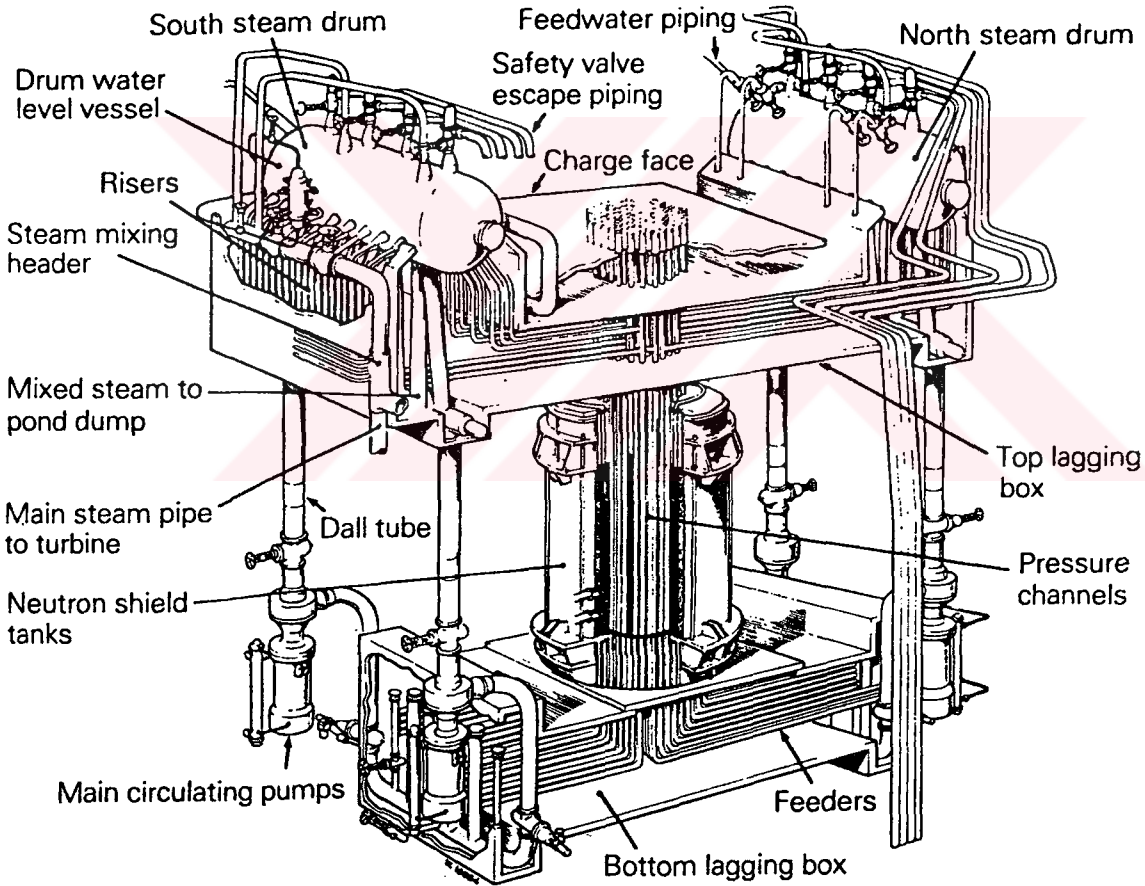
#### 2.5 İngiliz Hwr(Heavy-Water Reactors)

HWR'de soğutucu ve moderatör olarak; hidrojenden daha az miktarda nötronları absorbe eden döteryum kullanılır.

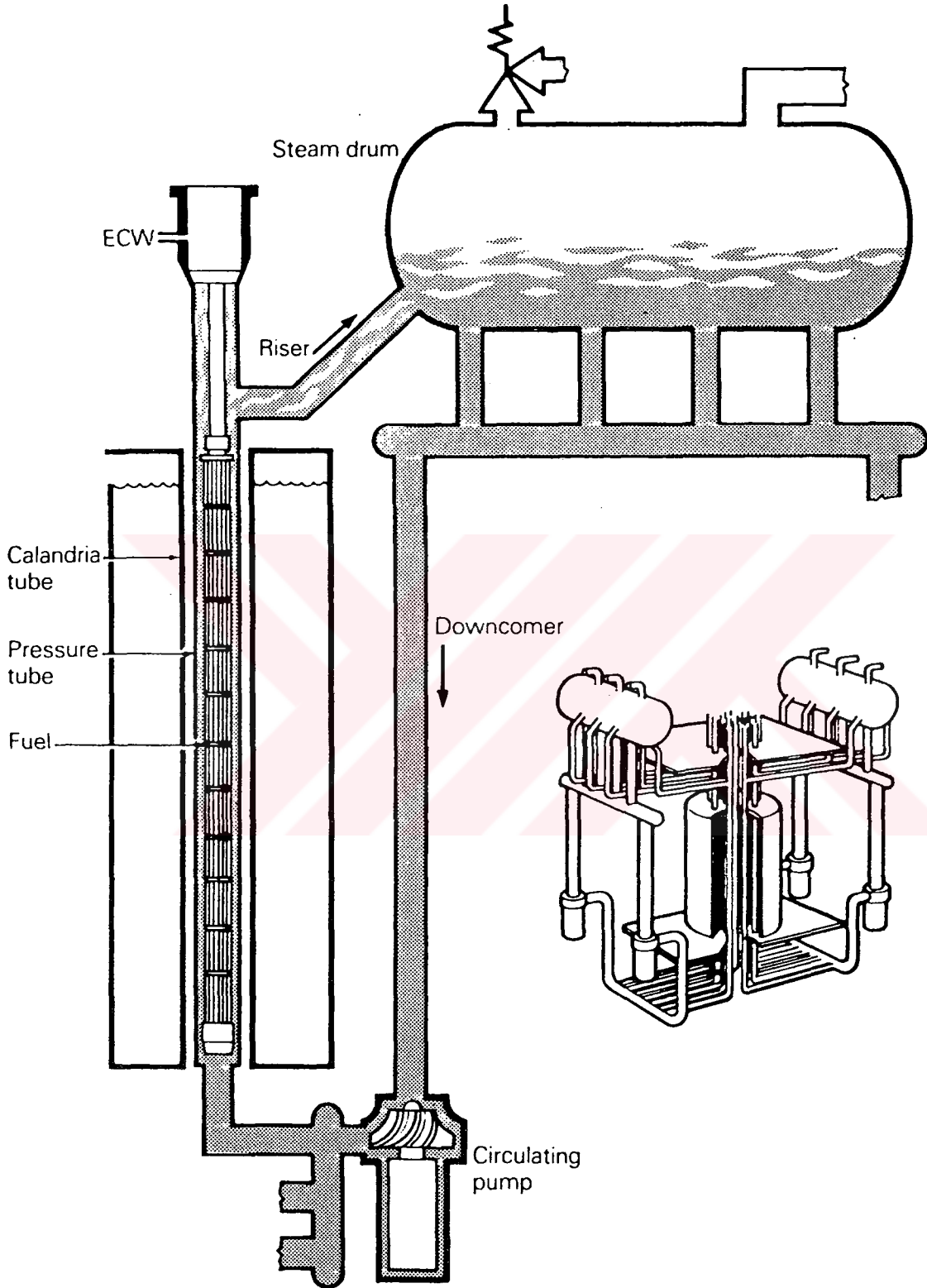
### 2.5.1 Reaktör soğutma devresi

Reaktör soğutma devresi şekil 2.31’de görüldüğü gibi; sağ ve solda birbirine benzer iki yarı devreden oluşur. Su; buhar davulu içerisinde aşağıya akarak sirkülasyon pompasına gelir(Şekil 2.32). Her yarı devrenin iki sirkülasyon pompasından geçerek, besleyici manifolddan deşarj olur. Besleme boruları, her bir kanal tüpünün altına bağlanır.

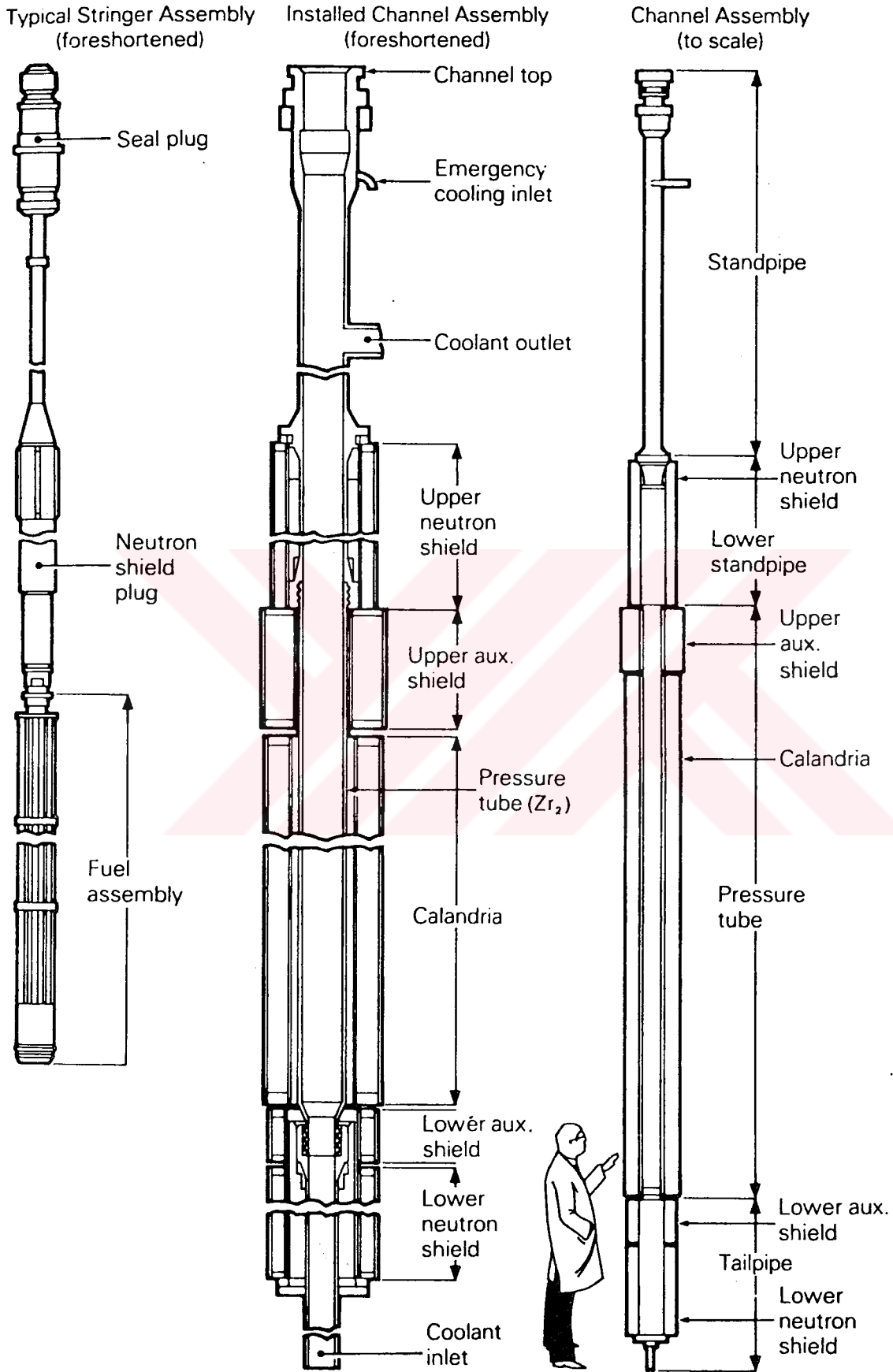
Her bir sirkülasyon pompası, giriş ve çıkış valfleriyle donatılır. Davuldan kanal tüp gruplarına geçişte kullanılan borular; 375-79,5mm iç çapında ve 16mm kalınlığında paslanmaz çelikten yapılır(Şekil 2.33).



Şekil 2.31 SGHWR reaktöründe birinci devrenin koruma kabuğu(Marshall,1983a)



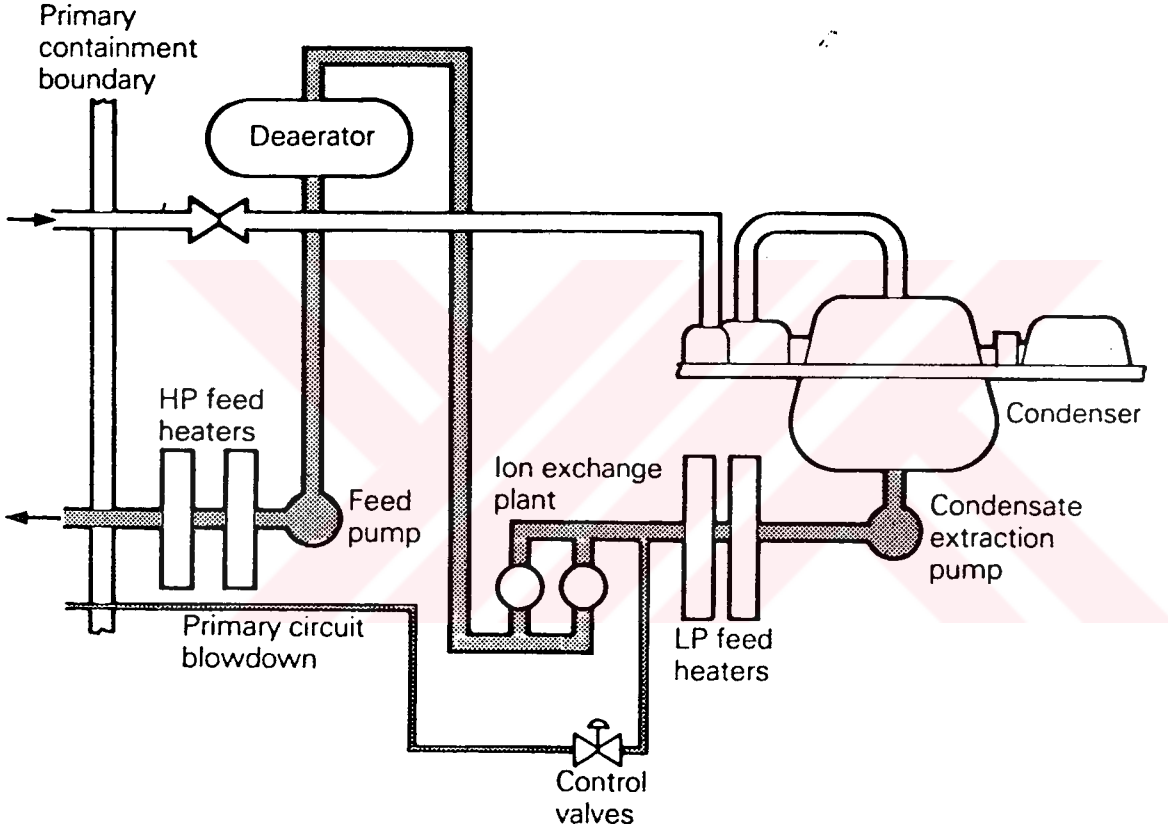
Şekil 2.32 SGHWR reaktöründe birinci devrenin soğutma devresi(Marshall,1983a)



Şekil 2.33 SGHWR reaktörünün şerit ve kanal grupları

### 2.5.2 Buhar yoğuşturma ve besleme devreleri

Şekil 2.34'te buhar, yoğuşturma ve besleme devreleri görülmektedir. Bu devrelerde kullanılan malzemeler karbon çeliğinden yapılır. Her bir buhar davulundan gelen kuru-doyumlu buhar, acil türbin durdurucu valflerine geçer. Buhar basıncının reaktöre zarar şekilde azalmasının engellemesi, iyon-değiştirgecinin deaeratorle LP besleme ısıtıcıları arasına yerleştirilmesi yardımıyla veya iyon-değiştirgecinin girişinden ilk devreye besleme yapılmasıyla sağlanır. Bu akış hattına manyetik kapılar yerleştirilir.



Şekil 2.34 SGHWR reaktörünü besleme devresi(Marshall,1983a)

### 2.5.3 Moderatör ve helyum battaniye devreleri

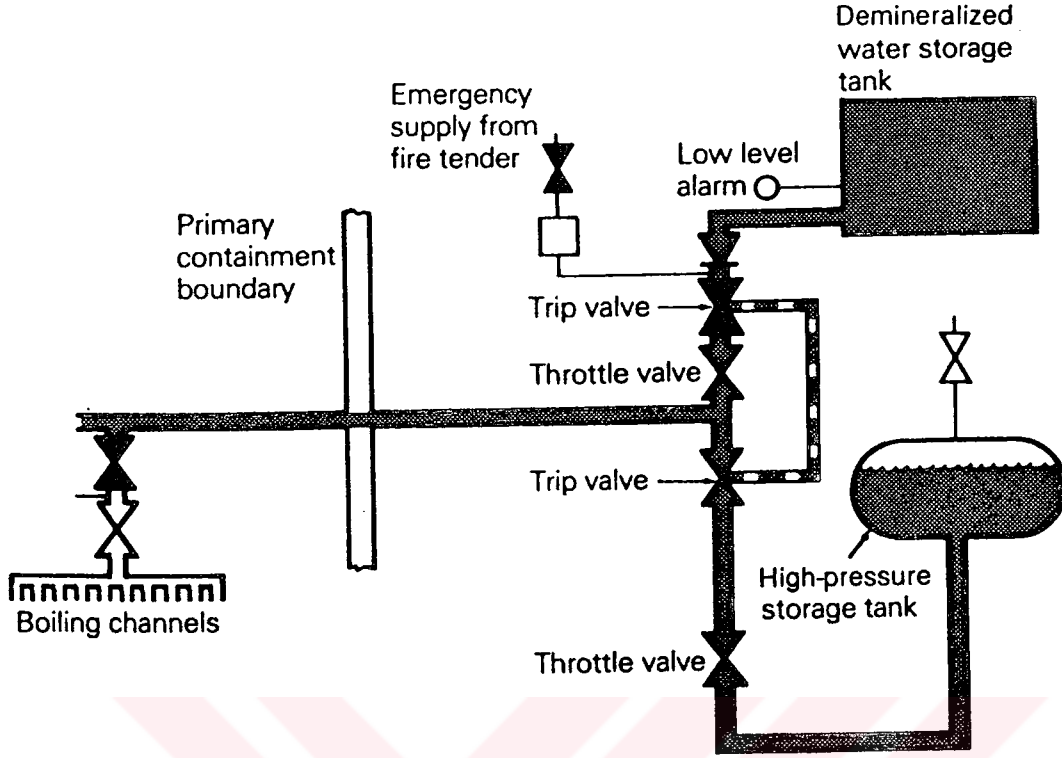
Ağır su, hafif sudan daha küçük bir nötron absorbe etme kesitine sahip olduğundan dolayı, basınç tüpleri arasındaki besleyici kafes borularının arasına yerleştirilir. D<sub>2</sub>O sisteminde, atmosferik basınçta ve düşük sıcaklıkta çalışıldığı zaman sorunlar çıkabilir. İradyasyon, ağır suda kendini trityum olarak gösterir. Bu nedenle; trityum, sızıntının belirlenmesi için önemli bir elemandır.

Ağır su moderatörlerinde %4'lük bir fisyon enerjisi, basınç tüplerini ve calandriayı(sıvının içine borularla girebildiği ve içindeki sıvıları karıştırmayan kapalı bir tank) gama ışınlarıyla ısıtır. Ağır suyun düşük basınç altında tutulmasından ve kabarcıklar formasyonunda olan moderatörün herhangi bir kaynamasıyla kararlı bir çalışmaya ulaşamayacağından dolayı, moderatör; sıcaklığının 80°C'ın altında kalmasını sağlamak için calandriadan soğutuculara doğru sirküle edilir. Uzun süreli reaktivite değişimleri, boron-10 içinde zenginleştirilmiş borik asit konsantrasyonunun değiştirilmesiyle engellenir. Borik asit, boron ekleme pompalarıyla eklenir. İyon-değiştirgeci yatağı içindeki soğutucuya, moderatörün sirküle edilmesiyle de uzaklaştırılır.

Reaktör çevresindeki D<sub>2</sub>O'nun radiolysislere maruz kalmasından dolayı, moderatör devresi içerisine tekrar birleşme üniteleri koyulur. Helyum ise; ağır suyun serbest boş yüzeylerine ataletli bir battaniye sağlamak için kullanılır.

#### **2.5.4 Acil kalp soğutma devresi**

İlk devrede soğutucu kaybı olduğu zaman devreye girer. Şekil 2.35'te görülen SGHWR-ECCS devresi; suyun nötron gazıyla basınçlı olan 14 barlık bir yüksek basınç tankından yakıt elemanlarına enjekte edilmesi görevini yapar. Yüksek basınç tankının kapasitesi ilk soğutma devresinin kendi basıncına ulaşmasını sağlayacak kadar yeterlidir. Acil kalp soğutma sistemi, ilk devredeki bar basınç değişimiyle veya basınç artışının belirlenmesiyle otomatik olarak çalışmaya başlar.



Şekil 2.35 SGHWR reaktörünün ECCS sistemi(Marshall,1983a)

## 2.6 Gaz Soğutmalı Reaktörler

Dünyada çalışan reaktörlerin çoğunluğu su soğutmalı olmasına karşın %20'si gaz soğutmalıdır. Gazlı soğutma, en ucuz karışım olmamasına karşın önemli teknik ve güvenlik karakteristiklerine sahiptir. Karbondioksit soğutucu kullanan Magnox reaktörleri ve helyum soğutucu kullanan AGR reaktörleri olmak üzere iki tipi vardır.

Helyum gazının bazı önemli özellikleri vardır. Gazın yoğunluğu değiştirilebildiğinden dolayı, istenilen çalışma sıcaklığı ve çalışma basıncı seçilebilir. Bu nedenle, yüksek gaz sıcaklığı kullanılır. Sıcaklık yükselmesinin veya basıncın düşürülmesinin bir sonucu olarak değişime dayanabildiği için, güvenlik avantajlarına da sahiptir. Sıvı bir soğutucu içinde erimiş yakıtın dağılması gibi benzer durumlarda bile, yakıt ile soğutucunun etkileşme riski olmadığından dolayı, arıza şartları altında bile soğutmanın yapılabilmesini sağlar. Sonuç olarak; kullanılan gaz soğutucu, radyoaktif durumdaki korozyon ürünlerinin az bir miktarının taşınmasına ve operatörlere düşük radyasyon dozlarının ulaşmasına sebep olur.

Bu özelliklerin dengelenmesi, gazların düşük yoğunluğu ve düşük özel ısısının kombinasyonudur. Oldukça yüksek basınçlarda; gazla yakıt arasındaki ısı, gaz ve kazan yüzeyi arasında oluşan ısıyı



transfer edecek daha büyük sıcaklık farklılıklarına sahiptir. Bunun sonucu olarak, kalp değerleri düşük ve kalple kazan hacmi daha büyük olur. Isıyı transfer edecek büyük hacimli soğutucu akışları gerektiğinden dolayı, büyük sirkulatör hacmine ve güçlerine de ihtiyaç vardır.

Gazın soğutucu olarak kullanılma şansı; termodinamiğine, nükleer ve kimyasal özelliklerine, maliyetine ve bulunma durumuna bağlıdır. Çizelge 2.3’ de bazı soğutucu gazların özellikleri gösterilmiştir. Soğutucu; düşük bir nötron yutumuna, iyi nötron ekonomisine ve düşük radyoaktifliğe sahip olmalıdır. Metan ve daha yüksek hidrokarbonlar kararsız olduklarından iyi birer soğutucu sayılabılır. Bunlardan hidrojen, büyük sirkulatörler gerektirir ve potansiyel bir patlama riski vardır. Hava veya oksijen çok aşındırıcıdır. Nitrojen ise, nötronları çok çabuk yutar. Karbondioksit; bol, ucuz ve kimyasal olarak tamamıyla ataletsizdir. Helyum ataletli olup yüksek bir ısıya ve maliyete sahiptir.

Gaz	Moleküler Ağırlık	1 bar(kg/m <sup>3</sup> ) Basınç altındaki yoğunluk	1 barlık(kJ/kg) basınç altındaki özel ısı	Nötron yutma kesiti Maxwellian spektrumu (m <sup>2</sup> /molekül)
Hava	29	0,6	1	1,9 x 10 <sup>-28</sup>
Oksijen	32	0,67	1	0
Nitrojen	28	0,58	1,1	2,4
Hidrojen	2	0,04	14,7	0,4
Argon	40	0,84	0,5	0,4
Helyum	4	0,08	5,2	0
Karbondioksit	44	0,92	1,1	0,003
Buhar	18	0,92	5,8	0,4
Metan	16	0,34	3,2	0,8

Çizelge 2.3 Bazı soğutucu gazların özellikleri(Marshall, 1983a)

Deneyssel ve gözlemsel reaktörlerde farklı bir moderatör kullanılır. Bu reaktörlerde yakıt ve gaz soğutucusu basınç tüpü içerisine koyulur ve moderatör olarak da ağır su kullanılır.

CO<sub>2</sub> reaktörlerinde; düşük kalp değerleri, büyük hacmi ve sıcaklık yavaşlatıcı vardır. Helyum reaktörlerinde; yüksek kalp değerleri, küçük hacim ve yüksek sıcaklık vardır.(yüksek ısılı reaktörlerde olduğu gibi HTR)

### 2.6.1 Magnox reaktörleri

İngiltere, Wales ve İskoçya' da yaklaşık 5000 MW' lık net bir çıkış gücüne sahip dokuz ticari Magnox istasyonları inşa edilmiştir. Her bir istasyon iki reaktör ve ortak üretim santralinden oluşur. Bu reaktörler, şehirlerden, kömür alanlarından ve yük merkezlerinden fazla uzak olmayacak şekilde dizayn edilmiştir.

Reaktörlerde yakıt olarak doğal uranyum kullanılır. Yakıt, çapı 28 veya 29mm uzunluğunda ve uzunluğu 480 ile 1280mm olan metal bir bara şeklinde yapılır. Berilyum ve alüminyumun eklenmesiyle alaşım yapılarak magnezyum kutular şeklinde contalanır.

Uranyumun  $\alpha$ - $\beta$  metalursel geçiş noktasına ulaşmasını engellemek için, yakıtın merkez sıcaklığına en üst bir sınır koyulur. Reaktör yakıt değerleri, 2,5-3,6 MW(t)/t ve ağız çıkış gaz sıcaklığı da 340-410° C arasında sınırlandırılmıştır. Bu reaktörlere çalışır halde tekrar yakıt alınabilir. Ağızın tekrar yakıtla doldurulmasıyla; hem kalp tepkimesi yükseltilmiş hem de santrali kapatmaya gerek kalmadan uzun periyotlarda çalışma imkanı sağlanmıştır.

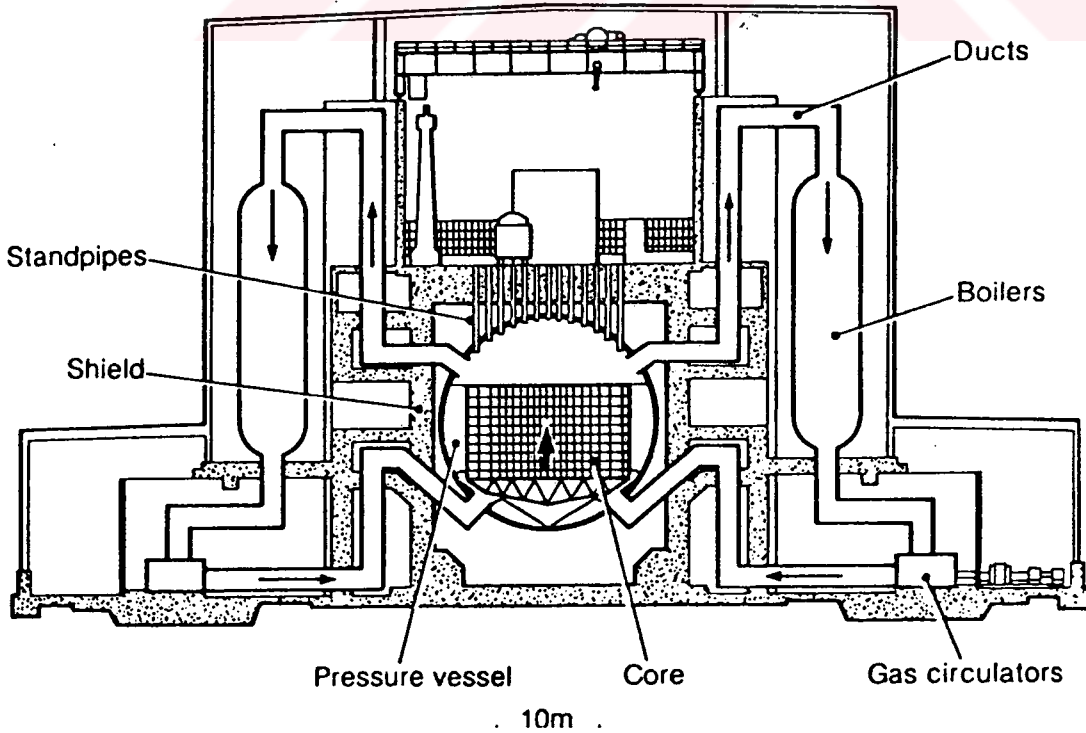
Yakıt olarak doğal uranyumun kullanılması dezavantajına rağmen ünite çıkışları başarılı bir şekilde 138 MW(e)' den 590 MW' a arttırılmış olup, gaz basıncının arttırılmasıyla istasyon net verimleri %25' ten % 36' ya çıkmıştır. Somerset' de kurulan Hinkley A santrali, ilk magnox istasyonudur. İstasyon buharın içinde dolaştığı, toplam 500 MW(e)' lık net bir çıkış verecek 6x93,5 MW' lık ana turbo alternatörden oluşan buhar üreten iki reaktörden oluşur. Her bir reaktör kalbi grafit tuğlalarla kilitlenmiş olup, 625t olarak inşa edilir. Üstteki, alttaki ve köşelerdeki reflektörlerle birlikte 16 metrelik çapı ve 8,8 metrelik yüksekliği vardır. Kalp, her biri sekiz yakıt elemanı(grup) içeren 98 mm çapında yakıt kanalları içerir. Yakıt çubukları 29mm çapında ve 850mm uzunluğundadır.

Gazın, kanal içindeki elemanların merkezileştirilmesi için kullanılan süzgeçler yardımıyla, dört çembersel bölgelerin her birinde dolaştırılması sonucu, çok bölgesel bir ısı transfer yüzeyine sahip olunur. Kanalların içerisinden yukarıya doğru dolaşan karbondioksit soğutucu 180° C' de kalbe

girer ve 375° C' lik bir sıcaklıkta kalpten ayrılır. Reaktör, ksenon zehirlenmesi ve yanması sonucu oluşan bölgesel( azimutsal) güç kararsızlığını kontrol etmek için, otomatik olarak bölgelerde çalıştırılan ve kalp üzerindeki vinç mekanizmalarıyla sürülen yutucu çubuklarıyla kontrol edilir(Şekil 2.36).

Kalp, 75mm inceliğinde 20,4m çapında küresel bir çelik basınç kabı içerisinde tutulur. Çelik ve beton zırhlı duvarla çevrilmiş olup, tekrar yakıt alma ve kontrol sürümleri için en üstte destek borularıyla donatılmıştır. Kaptan gelen soğutucu; her biri çelik kanalla enterkonnekte olarak bağlı bulunan bir kazan ünitesi ve gaz sirkülatörleri içeren altı dış devrenin içinden akar. Doğal sirkülasyonun devamını sağlayabilmek için, kalbin üzerine uygun bir yere yerleştirilen kazanlar davul tipli olup, gazın ısısını transfer edecek yılankavi borulara sahiptir. Buhar basıncının, ilk devrede 365° C sıcaklıkta 45 bar altında tutulmasıyla ve ikinci devrede de 354°C sıcaklıkta 12,6 bar altında tutulmasıyla, daha yüksek bir basınçta buhar bölgelerinin üretilmesine izin verir. Böylece, önemli ölçüde buhar basıncı verimi ve elektrik çıkışı artar.

Tekrar yakıt alma miktarı, tam yükte çalışıldığı zaman 3 veya 4 kanaldır. Harcanan yakıt, tekrar işleme için ekranlanmış kalıplar şeklinde uzağa götürülmeden önce reaktöre yakın bir soğutma havuzunda birkaç ay saklanır.

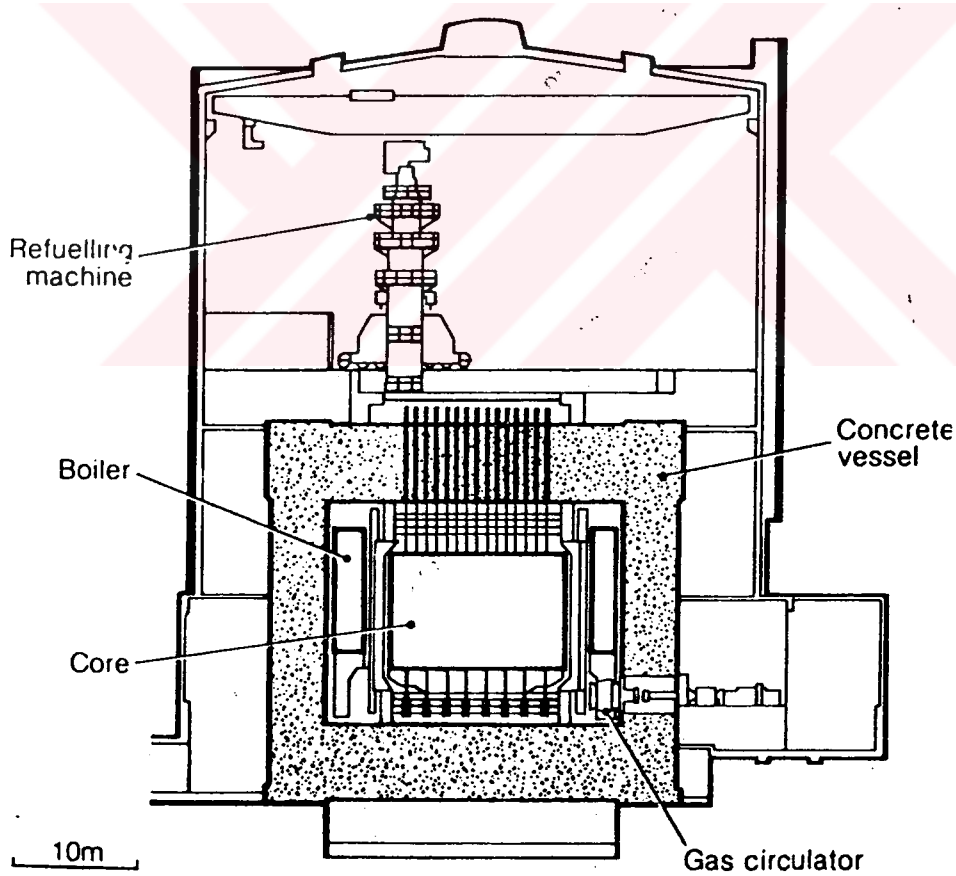


Şekil 2.36 Hinkley A. santralindeki reaktör ve gaz devresi(Marshall,1983a)

Şekil 2.37’de; U.K’ da inşa edilmiş gaz soğutmalı reaktörlerden Oldbury istasyonunun reaktörü gösterilmiştir. Burada kullanılan reaktör; ön-basınçlı bir beton kabı içerisine kapatılmış olan kalp, soğutma devresi, kazanlar ve sirkülatörlerden oluşur. Reaktörün sağlamlığı için, kazan ve kapların iç duvarları izolasyonlu şekilde yapılmıştır. Çelik devre bileşenlerinin arızaları göz önüne alınarak oluşabilecek basınç artışının dengelenmesi için ise beton kabı kullanılmaktadır.

Bu reaktörlerin santral maliyetlerinin büyük olmasına karşın yakıt maliyetleri daha az olup, diğer santrallere göre toplam üretim maliyetleri düşüktür.

Reaktörün dış bölgesinde, sıcak karbondioksit içindeki ılık çeliğin korozyon oranı beklenenden daha yüksektir. CO<sub>2</sub> sıcaklığının yaklaşık olarak 360° C’lık maksimum değerde sınırlandırılması, santral ömrünü uzatarak ekonomik olmasını sağlamıştır.



Şekil 2.37 300MW(e) gücündeki Magnox reaktörü(Marshall,1983a)

### 2.6.2 Geliştirilmiş gaz soğutumlu reaktör( advanced gase cold reactor)

Büyük bir hacme, daha az bir verime ve yüksek bir maliyete sahip olmasından dolayı başka bir reaktör tasarımı düşünülmüş(AGR) ve çalışmalara 1950'li yılların ortalarında U.K içinde başlanmıştır.

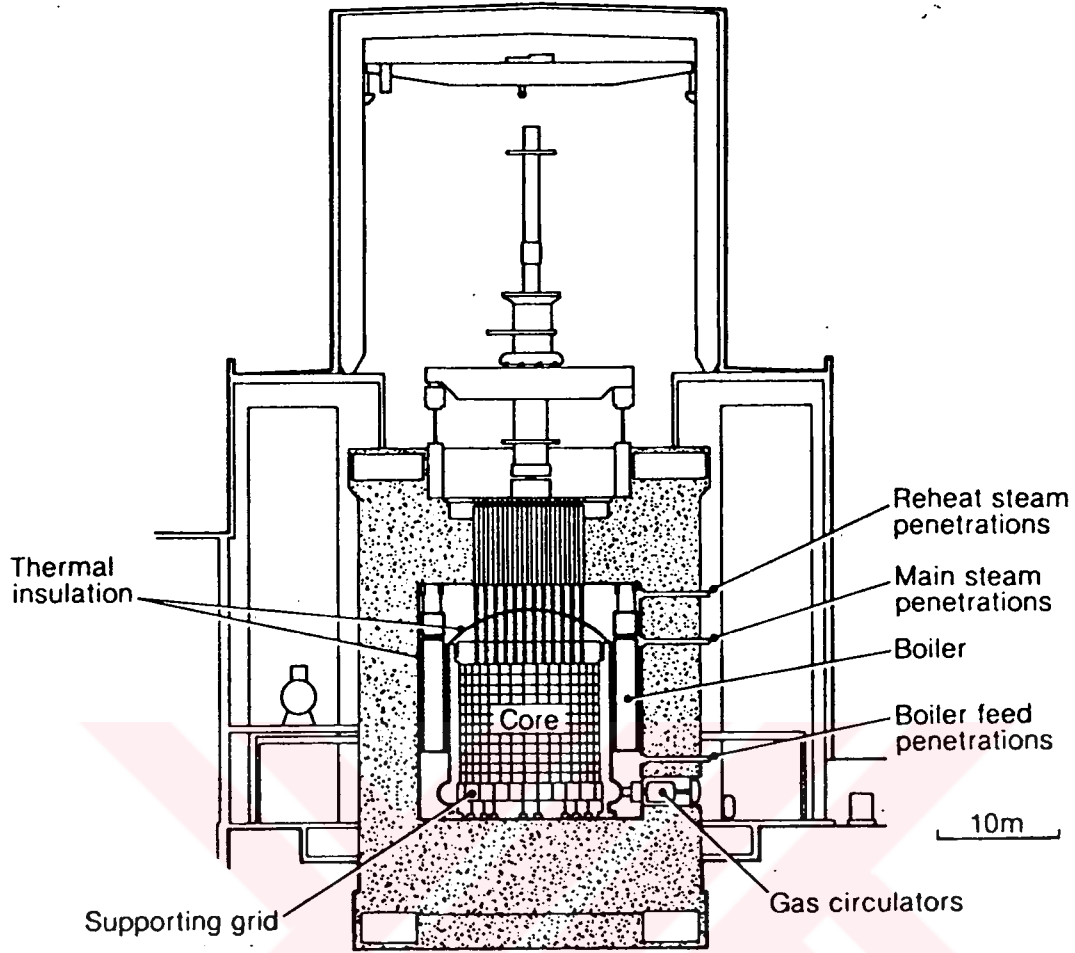
İyileştirme çalışmaları 1950 yılının ortalarında U.K içinde başlamıştır. Fikir olarak; tamamen küçük çaplı(incecik) olarak kanal içerisine yerleştirilen, çok yüksek sıcaklıklara kadar karbondioksit içinde kimyasal olarak hareketsiz olan zenginleştirilmiş  $UO_2$  kullanımı benimsenmiştir.

Orijinal plan; yakıt iğnelerini yüksek sıcaklıklar için uygun olan ve düşük bir nötron yutumuna sahip berilyumla kaplamaktır. O zamanlar bir berilyum kaplamanın geliştirilmesi mümkün olmadığından alternatif olarak paslanmaz çelik uygulanmıştır.

Böylece, hacmi ve yakıt inşası azaltılmıştır. Ayrıca; türbin kondenser için gerekli soğutma suyunun düşük tutulmasıyla termal kirlilik de azaltılmış olur.

#### 2.6.2.1 AGR santralleri

Elektrik kazancı, AGR programında 500MW' lık makineler temeline dayanan bir turbo-jeneratörden başlangıçta, brüt olarak 660MW(e) ile sınırlandırılmıştı. Şekil 2.38' de U.K patentine göre yapılan Hinkley istasyonunun ikiz reaktöründen biri görülmektedir. Reaktörlerin her birinin kendine özel türbinleri ve yardımcıları vardır. 159 bar ve 538°C' lık buhar şartları, 538°C' a kadar ısıtılmış çoğu modern fosil yakıtlı santrallere benzerdir. Karbondioksit soğutucu, reaktör kalbi içinden sekiz körükle sirküle edilir ve kazanların içinden aşağıya doğru sirkülatör geçitlerine geri döner. Dizayn gaz sıcaklıkları, kalp geçidinde 292°C ve çıkışta 645°C' tır.



Şekil 2.38 Hinkley AGR reaktörü(Marshall,1983a)

Reaktör kalbi, düşük nötron yutumuna sahip olup, grafit tuğlalardan oluşur. Üstteki ve alttaki reflektörlerden itibaren içi boş poligonal tuğlalardan oluşmuş 20 tabaka içerir. Her bir tuğla, kalp içinde yan yana dizilen yakıt kanallarını etkilemeden, radyasyonlu tuğlalardaki termal dağılımı sağlayacak şekilde birbirine kilitlenerek muhafaza altına alınır. Kalbin üstündeki nötron zırh; dışı çelik kaplamalı kalsiyum-hidroksit bir zırh duvarı içeren dikdörtgen şeklindeki grafit bloklar şeklinde yapılır.

Soğutucu gaz; yakıt kanalları içinden yukarı ve kazanların içinden aşağı akacak şekilde hazırlanır. Sirkülatörlerden ayrılan gazın yarısı doğrudan yakıt ağızlarına akar. Geri kalan gazın bir kısmı, grafitin termal oksidasyonunu ihmal edilebilir bir sıcaklıkta tutmak için grafit briketlerinin arasındaki çubuklardan aşağıya doğru ve diğer kısmı da, köşelerdeki zırhı soğutmak için aşağıya akar. İki gidiş, kanalların içinden yukarıya akmak için birleşir.

308 yakıt kanalı ve kanal içinde birbirinin üzerine sıkıştırılmış 8 yakıt elemanı vardır. Bu yakıt elemanlarının üstünde, aktif çöpleri toplayan küçük bir kolektör vardır. Yakıt elemanları; 14,5 mm çaplı ve 5,1 mm boşluklu, ısı transferini arttırmak için dış yüzeyi pürüzlü yapılan, 1m uzunluğundaki kanallar içerisine kapatılmış sinterlenmiş  $UO_2$  oluşan 36 çok ince yakıt çubuklarından oluşur. İnce yakıtlar; soğutucunun içinden akacağı 190mm' lik grafit bir boru içindeki paslanmaz çelikten yapılan ızgaralarla üç ortak merkezli ringe dayandırılır. Grafit kök(sleeve), büyük moderatörün soğutulması için aşağıya akan soğutucu ve kanal içindeki sıcak gaz arasındaki ısı iletişimini azaltacak, küçük bölmeli iki katlı bir duvara sahiptir.

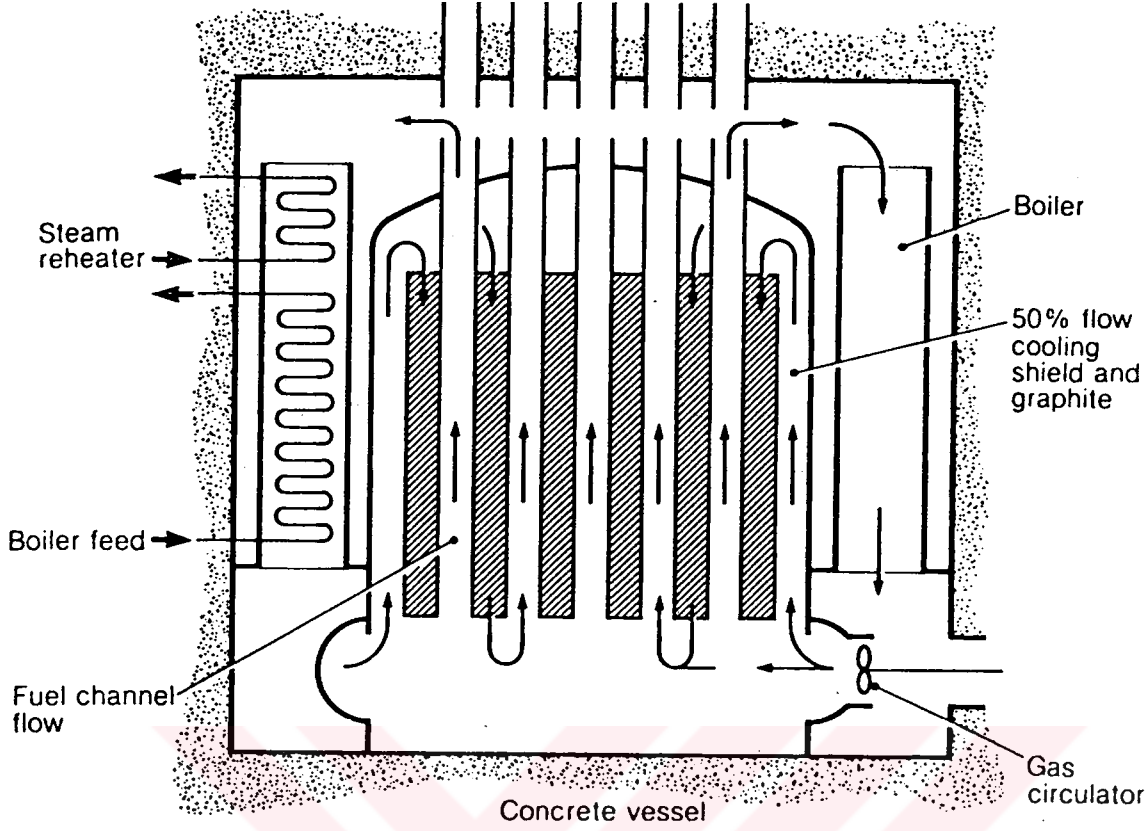
Kalp reaktivitesi, yakıt kanalları arasında paslanmaz çelikten yapılan 80 yutucu çubukla kontrol edilir. Çubuklar acil bir durumda reaktörü kapatmak için, yerçekimiyle beraber kalp içerisine doğru iner. Reaktörün kapatılmasında rol oynayan bir diğer sistem de; soğutucu gaz içerisine nitrojen gaz enjekte eden sistemdir.

Kazanların her biri; kalbin 1\4' üne koyulacak şekilde, iki sirkülatörden oluşur. Şekil 2.39'dan görüldüğü gibi; kalpten gelen sıcak gaz ilk önce, ön-ısıtıcı bölgesi içinden aşağıya doğru akar(süper-ısıtıcı, buharlaştırıcı ve ekonomize edici). Kalp akışının 13000 t/h yapılabilmesi için 35MW gücünde olan sekiz gaz sirkülatörü, kazanların altındaki kap duvarı içerisine yatay olarak yerleştirilir. Makineler, kabın dış duvarındaki bir basınç kaybında karbondioksit içerisine daldırılır.

Santrifüj motorları, 11 kV ve 50Hz' lik indüksiyon motorları olup devirleri 2970 devir\dakika'dır. Kütle akışı; motor bölümü içindeki mekanik bir sızıntıyla çalışan giriş rehber fırıldaklarının eklenmesiyle değiştirilir. Böylece, ana sürme ünitesi çok basit ve değiştirilebilir hızda tutulmuş olur.

Ön-basınçlı betonarme basınç kabı, 18,9m iç çapında, 19,4m yüksekliğinde ve 5,03m kalınlığında olup, 42-115bar arasındaki bir basınçta çalışacak şekilde dizayn edilir(şekil 2.38).





Şekil 2.39 Hinkley AGR reaktörünün gaz akış diyagramı(Marshall,1983a)

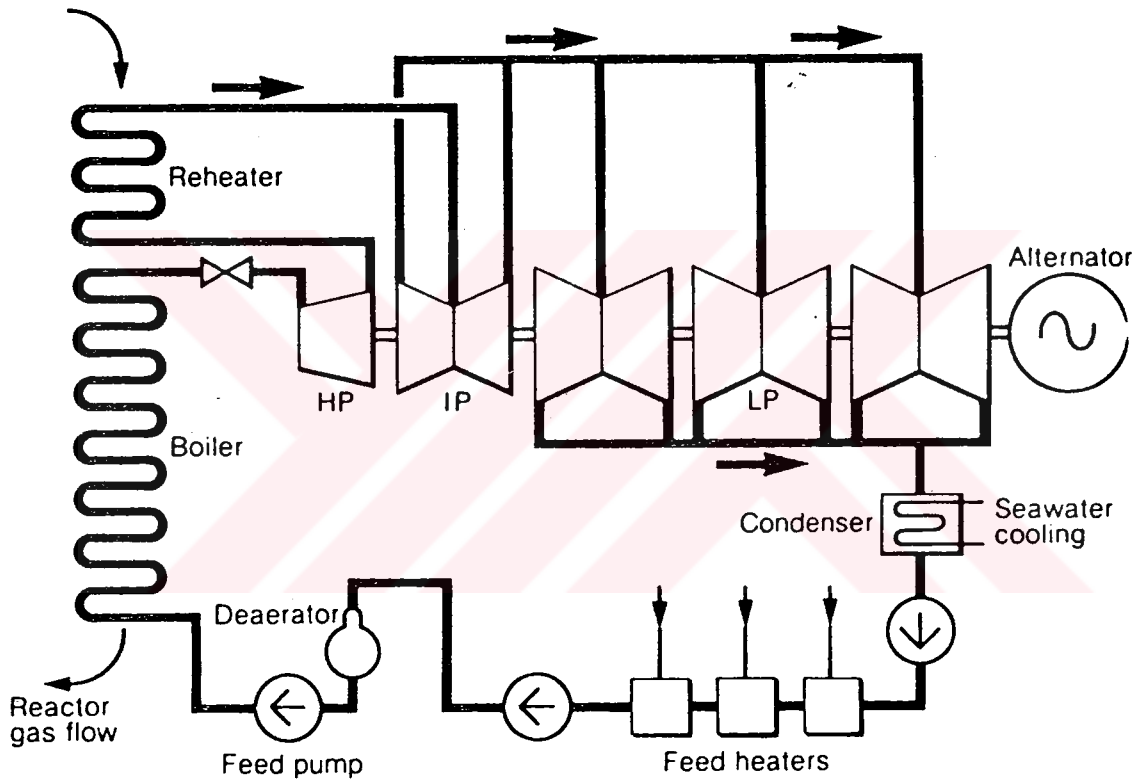
Santralde, karbonmonoksit ve grafitin radyolitik oksidasyonunu kontrol etmek için eklenen metanın seviyelerini sağlayan gaz tedavi merkezi(treatment plant) kullanılır. İradyasyon altında kalp içindeki basit reaksiyon  $\text{CO}_2 + \text{C} \rightarrow 2\text{CO}$  şeklindedir. Fakat; reaksiyon içinde metanın radyolitik azalması sonucu ilave karbondioksit ve su buharı da üretilir(  $3\text{CO}_2 + \text{CH}_4 \rightarrow 4\text{CO} + 2\text{H}_2\text{O}$ ).

Gaz tedavi devresinin izlediği yol; sirkülatörlerin çıkışından dış tedavi merkezine ve dönüşte de, reaktör devresinin alçak basınç kısmına doğrudur. Gaz, ilk önce; karbonmonoksiti karbondioksite çeviren(yeniden oksitlendiren) oksijenle beslenen bir tekrar birleştirici içinden geçer. Bir ısı-değiştirgeci ve soğutucu içinden de geçtikten sonra, aşırı nemi alacak bir kurutucu içinden geçerek reaktöre geri döner. Bir elektroliz merkezi, saf bir hidrojen ve oksijen akıntısı sağlayarak tekrar birleştiriciyi besler. Hidrojen ise, karbondioksitin metana dönüştürülmesini sağlayan bir metanasyon ünitesini besler( $\text{CO}_2 + 3\text{H}_2 \rightarrow \text{CH}_4 + \text{H}_2\text{O}$ ).

Çıkış; kalp içinde tüketilmiş metanın yerini almak için tedavi devresine doğru enjekte edilir.

### 2.6.2.2 AGR güvenliği

Kazanların gaz kısmı ve gaz sirkulatörleri içeren bir ilk gaz devresinden ve kazanlardan alınan buharın türbine ve besleme pompaları yoluyla kazanlara yoğuşturularak geri döndürülen buharın resirkülasyonundan oluşan ikinci buhar devresinden oluşan reaktörden buhar devresine geçecek aşırı bir radyasyonun olmaması sebebiyle endirekt periyodu kullanılmaktadır. Bu nedenle, türbin ve elemanlarının herhangi bir kalkana gereksinimi yoktur ve gaz soğutucunun düşük aktif korozyon ürünleri taşımasından dolayı, operatörlere ulaşan radyasyon dozları düşüktür(şekil 2.40).



Şekil 2.40 Hinkley AGR reaktörünün ana buhar devresi(Marshall,1983a)

Santral dizaynı; ICRP(uluslararası radyolojik koruma komisyonu) tarafından belirlenen radyasyon doz sınırlarından daha iyi standartlarda yapılır. Santraldeki direkt radyasyon kalkana kontrol edilir. Beton kapların kullanılması; kalplerinin ve soğutucunun zırhlanmasından daha uygundur.

Radyoaktif ve diğer gaz akışları; uygun uzunluktaki bacalardaki iyot yutucu yerler ve filtrelerden geçirilerek kontrollü değerlerde deşarj edilir.

Bir AGR'den radyoaktif sıvı akışları düşüktür. Aktif ve potansiyel olarak aktif akışlar, bir drenaj sistemiyle taşınır. Aktif sıvılar için kaçağı izleme ve toplama görevi sağlayacak tanklar kullanılır.

Yüksek etkili bütün artıklar, deşarj edilmeden önce uygun bir periyot içinde depolama kemerleri içinde depolanır. Artık, yeterince düşük bir etkiye sahip olursa yakılabilir. Eğer, yakılamayacak kadar yüksek bir etkiye sahip olursa geçici olarak depo edilir.

Potansiyel kazalardaki reaktör güvenliği; sistem içindeki doğal özelliklerden de sağlanır. Bu özelliklerin en önemlisi soğutucunun gaz oluşudur. CO<sub>2</sub>; toksit içermez ve kimyasal olarak hemen hemen etkisizdir. Normal olmayan sıcaklıklarda bile, yakıt ve kaplamayla ekzoterm olarak tepkimeye girmez.

Karbondioksit, atmosferik basınç altında -80°C' ın üstündeki bütün sıcaklıklarda gazdır. Sıcaklık yükselmesiyle veya basınç azalmasıyla alevlenmez. Bu nedenle; arıza şartları altında bile soğutma görevinde bir devamsızlık olmaz. Basınç devresinde arıza olduğu kabul edilen basıncın atmosfer basıncına düşmesi durumunun ve kalbin sıcak grafitiyle tepkimeye girebilecek aşırı hava girişlerinin engellenmesi için, depolama sistemlerinden karbondioksitin enjekte edilmesiyle sağlanır. Bir AGR'nin çalışma basıncı yaklaşık 40 bardır. Yakıttaki artan ısınma sebebiyle, yoğunluğu birkaç dakika içinde hızlı olarak %2,5'lere azalır. Bunlara ek olarak; soğutucu buharının patlama olasılığı yoktur.

Çelik kaplamanın erime noktası 1435°C ve seramik yakıtın da 2800°C'dır. Fisyon ürünlerinin %1' inden daha azı UO<sub>2</sub> yakıt kafesi içinde tutulur.

Reaktör kabı; betonun normal çalışma basıncının üstündeki bir basınçla sıkıştırılmasından dolayı, çelik tendonlarla tutulur. Reaktör basıncının atmosferik basınçtan normal çalışma basıncına yükselmesiyle çelik tendonlar üzerindeki basınçta önemsiz olarak artar. Bazı tendonların bir seri arıza yapmaları durumunda bile, tendonlar birbirlerinden bağımsız olarak yapıldığından diğerlerini etkilemez.

Reaktör gücü ve soğutma arasında uygun olmayan bir durumda(reaktör gücünün artmasıyla gerekli soğutma görevinin yapılamaması gibi) güvenilirlik; lojik sistemle çalışan iki kapatma sensörlü bağımsız kesicinin elektriksel olarak her bir çubuğa bağlanmasıyla sağlanır.

Basınçlı durumdaki olası arızalar; ana kazan besleme kaybı, kazan t p n n arızası, d rtte bir devredeki gaz akışının kaybı, sirk lat rlere baėlanan elektrik kaynaklarının kaybı, sirk lat r aėız koruma valflerinin kapanması, tek kanal akış arızaları ve  alıřmaya bařlaması s resince geri  ekilemeyen kontrol  ubuėunun sebep olduėu simetrik ve asimetrik reaktivite arızalarıdır.

Reakt r b y k bir basın  kaybına uėradıėı zaman kapanma eėiliminde olur. Ancak soėutma; deėişik ve ana sirk lat rlere ve kazan beslemesine eklenen kaynaklarla devam ettirilir. Basın  d řt ė  zaman, ince yakıt i indeki fisyon gazı soėutucu basıncını ařar ve kaplama sıcaklıėı ge ici olarak y kselir. Sonu ta; gaz devresine ge iş k   k olur.



### 3.RADYASYON

Radyoaktif çekirdekler, yarı ömürlerini doldurduktan sonra ani olarak parçalanarak alfa ve beta bozunumları geçirir. Bozunum sonucunda ürün çekirdek uyarılmış durumda olur. Çekirdeğin enerjisi uyarılmış durumdan temel enerji seviyesine inerken; 1 mm' lik ışığın milyonda birine eşit değerinde elektromanyetik radyasyon olan x-ışınlarıyla birlikte, yaklaşık  $10^{-4}$  saniye içinde gama ışınları yayılır.

Radyasyon; normal olarak insan duyarlılıklarıyla belirlenen, kısa dalga boylarında ışık ve uzun dalga boylarında ısı şeklinde görülen elektromanyetik dalgalardır. Yüklü parçacıklar tarafından oluşturulan doğrudan iyonlaşma radyasyonu ve yüksüz parçacıklardan oluşturulan(x ışınları, nötron ve gama ışınları vb.) dolaylı iyonlaşma radyasyonu olmak üzere iki sınıfa ayrılır. Bu radyasyonlar, maddenin içinden geçerek yörüngelerdeki elektronların veya iyon çiftlerinin(elektronlar ve yüklü atomlar veya iyonlar) yerlerini değiştirerek fiziksel ve kimyasal özelliklerini etkiler.

İyonlaşma, atomun yörüngesindeki elektronların kimyasal davranışını değiştirerek uzaklaşmasına neden olur. Organik katılar, inorganik katılar ve alkali metallerin renklerinde değişmeye veya ışık yaymasına(scintillation) sebep olmasına karşın, metaller ve seramik oksitlerde atomların yerlerini değiştirir. İyonlaştırıcı radyasyona maruz kalan bir hücrede ise, hücrenin protoplazması içinde enzimlerin tahribi, hücre metabolizmasının bozulması gibi kimyasal değişiklikler sebebiyle oluşan aktif radikaller, kırılma ve büyük moleküllerin parçalanması gibi olaylar görülür.

Gerek doğrudan iyonlaşma ve gerekse sonradan meydana gelen kimyasal etkiler yoluyla, kromozom içindeki DNA moleküllerinin bozularak, protein sentezinin yapılamaması sonucu gen mutasyonu oluşabilir. Kromozom iplikçiği bir veya birkaç yerinden kopabilir. Kopan parçalar, değişik bir şekilde birleşerek yeni bir kromozom düzenlemesi oluşturur. Eğer mutasyon bir üretim hücresinde meydana geliyor ve gametler birleşerek zigot oluşturabiliyorsa, değişik kimlik doğacak çocuklara geçer.

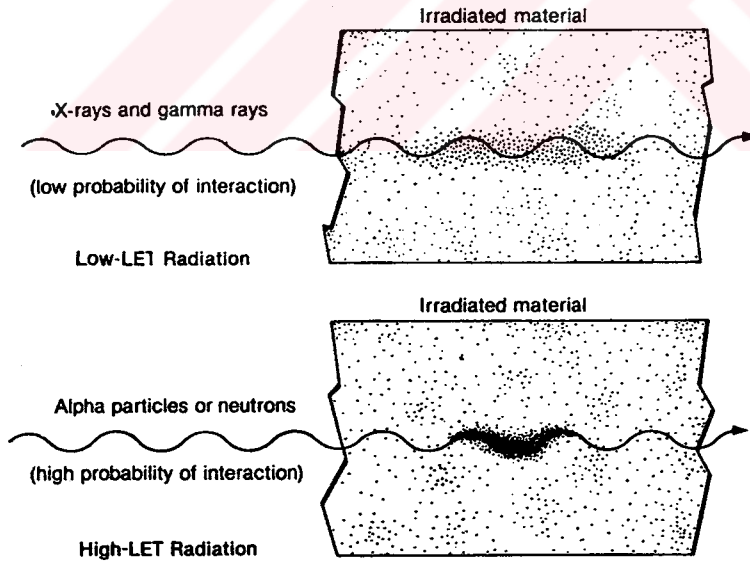
#### 3.1 Radyasyonun Biyolojik Etkileri

Radyasyonun hücresel seviyedeki etkisi, organeller ve hücrenin fonksiyonuna bağlıdır. Radyasyon, bir organeli; iyonlaştırma etkisiyle moleküller arasındaki bağların kopmasına neden olabilen doğrudan ve yine iyonlaştırma etkisiyle hücre içinde kimyasal olarak etkileşebilen yüksek bir

değerdeki oksijen ve hidroksil radikalleri gibi yeni kimyasalların üretilmesine yol açan dolaylı yoldan olmak üzere iki şekilde etkileyebilir. Bu etkilerden en önemlisi, hücrenin moleküllerini etkileyen dolaylı yoldan etkidir.

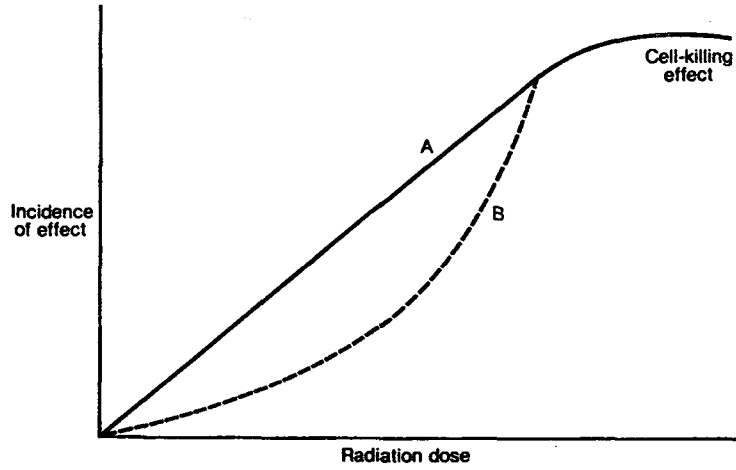
Radyasyona maruz kalan hücrelerin etkilenmesi, yutulan radyasyon miktarına ve radyasyon kalitesine bağlıdır. Sık olarak alınan iyonlaşma radyasyonunun yaptığı etki, seyrek olarak alınan iyonlaşma radyasyonunun yaptığı etkiden daha büyüktür. Çeşitli tip radyasyonların etkileri, radyasyona maruz kalmış ortamın(irradiated medium) içinden geçen radyasyonun sebep olduğu birim yol uzunluğu başına serbest kalan ortalama enerji miktarına göre karşılaştırılabilir. Bu ifade, lineer enerji transferi olarak isimlendirilir(LET).

x ve  $\gamma$  ışınları gibi elektromanyetik radyasyonlar, ortamın atomlarıyla düşük bir etkileşme olasılığına sahip olmalarından dolayı, enerjilerini uzun bir yol üzerinde harcamaları sebebiyle düşük LET radyasyonları olarak ve  $\alpha$  parçacıkları veya nötronlar gibi ağır parçacıklı radyasyonlar da, enerjilerini kısa bir yol üzerinde enerjisini harcamaları sebebiyle, yüksek LET radyasyonları olarak isimlendirilir(Şekil 3.1).



Şekil 3.1 Yüksek ve düşük LET radyasyonu(Marshall, 1983b)

Şekil 3.2'den de görüldüğü gibi; yüksek LET radyasyonunda sağ kalan hücrelerin sayısı exponansiyel olarak düşmesine rağmen, düşük LET radyasyonlarında ise adım adım düşmeye başlar.



Şekil 3.2 Düşük ve yüksek LET radyasyonlarının hücre etkileri(Marshall, 1983b)

Düşük LET radyasyonu küçük dozlar şeklinde veya uzun zamanda alındığında, hücrelerin kendini onarabilmesi mümkün olabilir. Hücrenin radyasyona duyarlılığını ölçmek için oksijenin varlığından veya yokluğundan yararlanılır. Oksijeni eksik hücreler düşük LET radyasyonundan daha az etkilenir.

Hücrel radyo-biyoloji dalı, hücrelerin bölünme sırasındaki radyo-duyarlılıklarını belirlemek için kullanılır. Keller ve Rossi tarafından tasarlanan bir ikili radyasyonu içeren teorik radyo-biyoloji modelinde yapılan önermede; iyonizasyon radyasyonu tarafından verilen zararın yutulan dozla, radyasyona maruz kalma yakınlığı ve zamanıyla ilgili olduğu öne sürülmüştür. Buna göre; seyrek olarak alınan iyonlaşma radyasyon(düşük LET) dozun karesiyle orantılı olacak şekilde bağımsız yüklü parçacıklar üretmekte ve radyasyonuna maruz kalan hücrenin etkililiği de düşük doz değerlerinde azalmaktadır. Biyolojik kazanç ise, doz ve dozun karesiyle orantılı olacaktır.

Radyasyonun insan üzerindeki etkileri, radyasyon kazalarından, radyasyon oluşumlu hastalıklarla ilgili çalışmalardan(epidemiology) ve hücrel ve hayvansal kaynaklardan türetilen bilgiyle ortaya çıkarılır. Bu çalışmalara göre insanın maruz kaldığı dozlar;

- Tekrarlanmayan ve kısa süreli alınan 10 ile 20 rem arasındaki akut dozlar
- Ara sıra tekrarlanan kısa süreli birkaç milirem'lik akut dozlar ve
- Uzun bir zaman ve her gün alınan kronik dozlar olmak üzere üç kısma ayrılabilir.

Radyasyona maruz kalındıktan sonraki 60 günde insan vücudu üzerindeki etkilere erken



etki ve bu günden sonraki etkilere de gecikmiş etki adı verilmiştir. Erken etki, doğada non-stochastic olmasına karşın, gecikmiş etki, stochastic veya non-stochastic olabilir.

Non-stochastic etkiler; kısa bir zaman süresince alınan radyasyon dozunun vücut içinde yaptığı etkilere dir. Bu etkilere örnek olarak; öldürücü olmayan cilt yarası ve yanıkları, kataraktların oluşumu, dolaşan kan hücrelerinin çoğalamaması(hemotolojik etkiler) ve kıl dökülmesi vb. gibi etkiler gösterilebilir.

Stochastic etkiler; alınan radyasyon dozunun uzun bir zaman sonucunda vücut içinde oluşturduğu etkilere dir. Bu etkilere örnek olarak, kanser ve genetik mutasyonlar(carcinogenesis ve mutagenesis) gösterilebilir. Çizelge 3.1' de çeşitli akut dozlar ve beklenen etkiler görülmektedir.

Çizelgeye göre; 75-600 rem arası doz, kanda ve özellikle de kırmızı kemik iliğinde önemli etkilere yol açar. Hastanın enfeksiyonlara açık hale gelmesine sebep olur.(Bu durumdaki bir hastaya hematopoietic sendrom adı verilir)

600-1000 rem arası doz, kök hücrelerini ve iç duvarını bozar. Birkaç gün, hücre duvarının fonksiyonunu sürdürebilmesine karşın enfeksiyona mağlup olur ve iki hafta içinde ölüm gerçekleşir.(Bu durumdaki hastaya gastrointestinal sendromu adı verilir)

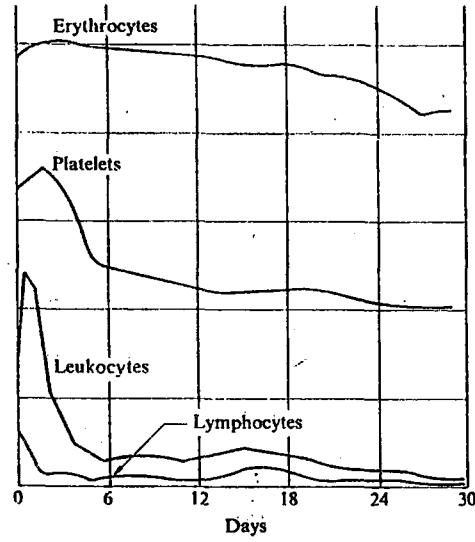
1000 rem' den fazla radyasyon dozunun alınması halinde ise birkaç saat içinde ölüm gerçekleşir.

Akut doz(rem)S	Olası gözlemlenen etkiler
5 ile 75 arası	Kromozomsal ayrılmalar ve bazı özel seviyelerde beyaz kan hücrelerinin geçici durgunluğu
75 ile 200 arası	Bu doza maruz kalanların %5-50'si arasında birkaç saat içinde kusma, bitkinlik ve iştah kaybı. Kan değişimlerinin yavaşlaması. Birkaç haftada iyileşme
200 ile 600 arası	300 remS veya daha fazla dozlarda iki veya daha az bir zaman içinde kusma, kan değişimleri ve 300 remS'ten daha yüksek dozlarda 2 hafta sonra saç kaybı. 1 ay ile 1 yıl arası iyileşme
600 ile 1000 arası	1 saat içinde kusma. Çeşitli kan değişimleri, kan deşarjı, enfeksiyon ve saç kaybı. Bu doza maruz kalanların %80-100'ü arasında iki hafta içinde ölüm.

Çizelge 3.1 Bütün vücut akut radyasyon dozlarının olası erken etkileri.(Lamarsh, 1983)

Aşağıda, radyasyonun bazı organ ve doku grupları üzerinde yaptığı etkiler gösterilmiştir.

a) **Kan ve kemik iliği:** % 45 oranında vücut için gerekli olan oksijeni taşıyan eritrositlerden (alyuvarlar), %1 oranında mikroskobik hastalıklardan korunma görevini üstlenen lökositlerden (akyuvarlar) ve kanın pıhtılaşmasında görev alan platelitlerden (trombosit) oluşan kan hücreleri kırmızı kemik iliği tarafından yapılır ve bunların hepsi, plazma adı verilen sıvı içinde yüzer. Radyasyona maruz kalındığı zaman, platelit, lökosit ve eritrosit azalmaları görülür. Platelitlerin azalması kan pıhtılaşmasının bozulmasına, lökositlerin azalması vücudun enfeksiyona karşı dayanıklılığının azalmasına ve ışınlamadan yaklaşık 7 hafta sonra oluşan eritrosit azalması da kansızlığa sebep olur.



Şekil 3.3 300 rem’lik akut doza maruz kalan insandaki kan miktarı(Lamarsh, 1983b)

Şekil 3.3’de 300rem’s’lik akut doza maruz kalan kan miktarı gösterilmektedir. Radyasyonun, beyaz kan hücrelerinin aşırı bir şekilde artmasını sağlayarak leukameia isimli bir hastalığın da ortaya çıkmasına sebep olduğu bilinmektedir. Çizelge 3.2’de leukameia için risk katsayıları gösterilmiştir.

Radyasyona maruz kalan grup	Kişi sayısı	O-E	Kemik iliğine ulaşan ortalama doz(Gy)	Risk katsayısı $10^{-4} \text{ Gy}^{-1}$
LSSS	7843	13,6	0,57	32
Nagasaki				
Anormal kemik sertlikleri	6656	23,5	3,2	11
spondylitis				
Metropathia	2068	4,7	1,3	17
haemorrhaciga				

Çizelge 3.2 Leukameia için risk katsayıları(Marshall, 1983b)

Radyasyonun kan ve kemik iliği üzerindeki etkilerini araştırmak için, Rusya’nın Urallar bölgesinde oturan insanlar üzerinde bir inceleme yapılmıştır. Bu incelemede; situ fluorescent hibridasyon, glisopherin A sistemindeki eritrosit ve limfosit çevresel kan mutasyonlarının TCR genindeki mutasyonların analizleri metotları kullanılmıştır. Araştırmaya göre; bölge halkının dış gama radyasyonuna ve Sr-90 ve Cs-137’ ye göre iç radyasyonuna maruz kaldıkları görülmüş olup, radyasyonun özellikle kırmızı kemik iliğini etkilediği bulunmuştur. Radyasyon birikimiyle, leukopenia, trombositopenya, granulacytopenya vb. kan parametrelerinin değiştiği, bağışıklık

sistemlerinin deęiřime uğradığı, ilerdeki yıllarda leukameia, kanserden ölüm ve hasta olma oranlarının arttığı tespit edilmiştir. Ayrıca, kronik iç radyasyona maruz kalan bir kişide 43-45 yıl sonra biyolojik bozulmalar başladığı da görölmüştür(Akleyev vd.,1995).

Popölasyon kanser oranlarının ve leukameia hastalığının oranlarının incelenmesi için, 1991-1995 yılları arasında, Kruemmel nükleer güç santralinin karşısındaki Elbe nehri(Germany) ve Savannah güç santralinin karşısındaki Savannah nehri(USA) kıyılarına yayılan kanser yapıcı fisyon ürünü olan trityum oranı araştırılmıştır. Araştırma sonucunda; çocukluk devresi leukameiasının Savannah nehri kıyısında daha az olduğu ve trityum bırakılmasının ise bu nehir kıyısında daha yüksek olduğu görölmüştür(Grosche vd., 1999).

b) Sindirim sistemi: Radyasyon, sindirim siteminde salgılanmanın azalması ve hücre yenilemenin durması gibi etkilere sebep olur. Klinik belirtileri mide bulantısı ve kusmadır. Ayrıca, bağırsak yüzeylerindeki özel hücrelerin dökülmesiyle ülser oluşturabilir.

c) Tiroit bezi: Gırtlığın tabanına yerleşmiş ufak bir bez olan tiroit bezi, tiroksin hormonunu salgılar. Hücreler,  $^{131}\text{I}$ 'in yayımladığı  $\beta$  ve  $\gamma$  ışınlarına maruz kaldığı zaman, iyodu tutan tiroit bezinin tiroksin yapımını azaltmasına neden olur. Kas dokusu gereksinimi olan oksijeni alamadığından kişinin sağlığı tehlikeye girer. Ayrıca, tiroit aktivitesinin azalmasıyla, bez çevresinde guatr hastalığı veya tiroit kanseri de oluşturabilir. Çizelge 3.3'te, tiroit kanseri risk tahminleri gösterilmiştir.

İyonlaşma radyasyonuna maruz kalmış grup	Muayene edilen sayısı	Aşırı kanserler O-E	Tiroide ulaşan Ortalama doz(Gy)	Risk katsayısı $10^{-4}$ Gy-1
Japonya'ya atılan atom bombasının- dan sağ kalanlar	10000	23	1,2	20
Tymic büyüme	2872	24	1,2	70
Tinea capitis iyileşimi	10902	10	0,1	92
Marshall Adası				
10 yıl öncesi	87	2	3,5	65
10 yıl sonrası	156	5	1,4	230

Çizelge 3.3 Radyasyona maruz kalmış kişilerde tiroit kanseri risk tahminleri(Marshall, 1983b)

d) Akciğerler: Radyasyon, akciğer içindeki alveol denilen hava keseciklerinin zarar görmesine neden olur. Alveollerin içine kan dolması ve ciğer kanseri oluşumu mümkündür.

Çernobil kazasından sonra, 19 bilim adamı tarafından(Chuchalin vd., 1995) popülasyonlarda radyo-çekirdeklerin solunması sonucunda ileride ortaya çıkabilecek solunum sonuçlarının araştırılması için; hücresel bileşenlerin x-ışını enerjili ayırıcı spektrometrisi ve BAL(bronchoalveolar lavage)' ın hücre çalışma analizleri yapılmıştır. Bu analizlere göre; nötrofillerde, küçük mono-asit tipi akciğer gözcüklerindeki makrofajlarda(AM) ve büyük siyah sitoplazmik alınmalı makrofajlarda artış olduğu gözlenmiştir.

e) İdrar yolları, karaciğer ve safra kesesi: Gerek iç ve gerek dış radyasyonlar sebebiyle idrarda kan görülür. Büyük dış radyasyon dozları da karaciğer ve safra kesesi dokularını bozar. Bu suretle karaciğerin fonksiyonları aksar ve sindirim bozulur.

f) Kemikler: Kemikler; fiberler ve kemik tuzlarından yapılmış bir matris içine dağılmış canlı hücrelerden meydana gelir. Radyasyon, özellikle kemikler içinde bulunan kırmızı kemik iliği için büyük tehlike oluşturur. Kemikler tarafından yutulan en önemli radyoizotoplar  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  olup, bunlardan başka;  $^{14}\text{C}$ ,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{233}\text{U}$  vb. gibi bazı radyoizotoplar da kemiklerde toplanıp

uzun süre ışınlama yaparak kemik hücrelerini ve kemik iliğini tahrip ederek tümör oluşmasına neden olur.

g) Gözler: Gözler, radyasyona karşı çok hassastır. Radyasyon, göz merceği saydam hücrelerini tahrip ederek katarakt oluşumuna yol açar. Radyasyonun sebep olduğu gözde oluşan kataraktların yaklaşık 10 aylık bir gecikme periyodu olup, ışınlanmadan sonraki 35 sene içinde görülebilir. Çizelge 3.4'de, 1933 yılında yapılan sarcomas(birbiriyle bağlantılı dokularda oluşan öldürücü tümörler) ve carcinomas(epital dokularda oluşan öldürücü büyümeler) değerleri gösterilmiştir.

Doz değeri	0	3	3-10	10-30	30-100	100<
Durumların sayısı	466	1167	88	89	89	43
Toplam doz	0	0,41	0,5	1,5	5	7,8
Sarcomasların sayısı			1	14	26	15
Kanserlerin sayısı			1	6	16	6
Risk katsayısı(her Gy başına her $10^4$ )						
Sarcomas			20	93	52	19
kanserler			20	39	31	7

Risk katsayıları: sarcomas=  $60 \times 10^{-4}$  ve kanser =  $30 \times 10^{-4}$

Çizelge 3.4 1933'de Argon radyum çalışmasındaki sarcomas ve carcinomas(Marshall, 1983b)

ğ) Üreme organları: Radyasyonun insan üzerindeki genetik etkileri, laboratuvar fareleri üzerinde yapılan araştırmalardan ortaya çıkarılmıştır. Bu araştırmalarda; üreme organlarına doğru radyasyona maruz kalan erkek farelerin genetik olarak dişilerden daha fazla etkilendiği ve ani olarak yüksek bir radyasyon dozuna maruz kalan bir erkek farede görülebilecek mutasyonun, bu doz değerinin yavaş yavaş alınmasındaki mutasyon etkisinden daha fazla olduğu tespit edilmiştir. Mutasyonlara sebep olan radyasyon, dişi ve erkek üreme hücrelerinde değişikliklere de sebep olur.

Radyasyon, bir kromozom içindeki hücresel fonksiyonların devamı için gerekli proteinlerin üretilmesini sağlayan DNA molekülünü bozduğu takdirde mutasyona sebep olur. Mutasyon, üreme hücrelerinde oluşuyorsa döllenme güçsüz olur. Ancak; gamet başarılı bir şekilde döllenmişse o zaman mutasyon diğer jenerasyona geçer. Bu nedenle, gonatların ışınlanması çok tehlikelidir.

Bir insan için radyasyonun sebep olduğu genetik etkiler; bir kromozom içindeki özel bir noktanın mutasyonundan doğan gen bozulmaları, kromozom üzerindeki birçok noktada oluşan birçok gen

bozulmaları veya hücrelerdeki daha fazla veya daha az genetik materyalin varlığı sebebiyle kromozom değişimleri ve ani çocuk düşürmeleri şeklinde görülebilir.

Çizelge 3.5’de 1977’de UNSCEAR tarafından yapılan kalıtsal etkiler gösterilmektedir.

Anormallik	Her 1000 canlı doğumdaki	Her Gy/üretim için $10^4$ canlı doğum	
	doğal etki	ilk jenerasyon	denge
Dominant ve X-sınıfı	10	20	100
Resesif	1		
Kromozomsal	4	38	40
Polijenik,	90**	5	45
Çok faktörsel		63	185
	toplam		

\*\* Bu etkilerin sadece %5’inin tek mutasyon ile etkilendiği farz edilmiştir.

Çizelge 3.5 Düşük LET değerli radyasyona maruz kalmış  $10^4$  insanda tahmin edilen kalıtsal etkiler ve doğum sonuçları(Marshall, 1983b)

Radyasyon tarafından oluşturulan kromozom değişiklikleri, ilk jenerasyonda ortaya çıkar. Mutasyon değişiklikleri, birkaç jenerasyon boyunca belirli bir dengeye ulaşır. Çizelge 3.5’ten de görüldüğü gibi; ilk jenerasyondaki kalıtsal etkiler, her  $10^4$  canlı doğum için 63, denge durumundaysa 185’ tir.

Moleküler düzeyde gen değişiminin incelenmesi için; dıştan gama ışınları ve içten( $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) radyasyona maruz kalan Tеча nehri kenarında yaşayan insan popülasyonunun FISH tabanlı analizleri yapılmıştır. Gen değişimleri; Tеча nehri çevresinde yaşamayan, dış ve iç radyasyona maruz kalmayan kontrol grubu ile, Tеча nehrinin alt ve üst bölümlerinde yaşayan iç ve dış radyasyonlara maruz kalan iki alt grubun popülasyonunun karşılaştırılmasına göre yapılmıştır.

İlk alt grupta 1914-1936 yılında doğanlar ile 1937-1949 yılları arasında doğanlar karşılaştırılmış ve sonuçta; 1937-1949 yılları arasında doğanlarda gen değişiminin(mutasyonun) daha fazla olduğu saptanmıştır(Bauchinger vd., 1998).



Radyasyonun sebep olduğu kromozom değişimlerinin incelenebilmesi için ise, Kreja ve arkadaşları kanı oluşturan hemopoitik gövde hücrelerini biyolojik bir indikatör olarak kullanarak, yaşları 7 ile 25 arasında değişen radyasyona maruz kalmış kişiler üzerinde hemopoitik progenitör hücre(başlangıç hücrelerinin) kolonilerinin oluşumlarını incelemişlerdir. Araştırmanın sonucunda Kreja ve arkadaşları; radyasyona maruz kalan kişilerde 25 yıl sonra kromozom değişikliği olduğunu saptamışlardır(Henderson, 1999).

1-2 Sv dolaylarındaki radyasyon dozları cinsiyet organlarına hasar verir, erkeklerde sperm oluşumunu yavaşlatarak geçici kısırlığa neden olur. Kalıcı kısırlığın olması için gerekli olan doz 4-6 Sv kadardır. Spermin kendisi radyasyona dirençlidir ve cinsiyet organlarının ışınlanması spermi tahrip etmez. İnsan sağlığı açısından gözlenebilir klinik etki, 0,5 Sv' den itibaren başlar. 1 Sv'lik radyasyon doz değerinin üstünde hastalık belirtileri görülmeye başlar. 1 Sv doz alanların % 10' unda mide bulantısı, kusma, ishal gibi belirtiler gözlenebilir. Daha büyük dozlarda radyasyon hastalığı şiddetlenir ve 3-4 Sv'in üstündeki dozlarda ölümler başlar.

ICRP(International-Commission On Radiological Protection); stochastic, non-stochastic ve kalıtsal etkilerin gelişmesini sınırlamak için, bu etkileri yaratacak radyasyon seviyeleri tespit etmiş ve doz sınırları koymuştur. Buna göre doz değeri; dozun şiddeti, yutulan doz ve kalite faktörünün çarpımına eşittir.

Çizelge 3.6'da doz değerlerine göre risk tahminleri, Çizelge 3.7' de bir yıl içinde alınan radyasyon dozlarının toplamının doku ve organlara zarar vermemesi için belirlenen sınırlar(yıllık doz eşdeğeri) gösterilmiştir. Radyoaktif malzemelerin vücut içindeki yapabileceği hasara karşılık gelen sınırlar için 50 yılı aşkın bir süre içinde çalışmış bir insanın doz eşdeğerinden yararlanılır ve committed-doz eşdeğeri olarak adlandırılır. Radyasyondan korunmak için, halk dozunun yıllık 0,5 mSv' lik eşdeğer doz sınırını aşmaması belirlenmiştir.

Organ veya doku	Risk faktörü(Sv-1)	Etki
Kırmızı kemik iliği	$2 \times 10^{-3}$	Leukaemiadan ölüm
Kemik	$5 \times 10^{-4}$	Kemik kanserinden ölüm
Akciğer	$2 \times 10^{-3}$	Akciğer kanserinden ölüm
Tiroit	$5 \times 10^{-4}$	Tiroit kanserinden ölüm
Göğüs	$2,5 \times 10^{-3}$	Göğüs kanserinden ölüm
Bütün diğer dokular	$5 \times 10^{-3}$	Kanserden ölüm
Herhangi bir diğer tek doku	$1 \times 10^{-3}$	Kanserden ölüm
Uniform bütün-vücut iyonlaşma radyasyonu	$1 \times 10^{-2}$	Kanserden ölüm
Uniform bütün-vücut iyonlaşma radyasyonu	$4 \times 10^{-3}$	İlk iki jenerasyonda kalıtsal etkiler

Çizelge 3.6 ICRP'nin radyasyondan korunmak için risk tahminleri(Marshall, 1983b)

Tavsiye edilen sınır	Uygulama	Doku veya organ
0,5 Sv	Çalışanlar	Göz merceği hariç bütün organlar
0,15Sv	Çalışanlar	Göz merceği
50mSv	Çalışanlar	Bütün vücudun uniform iradyasyonu
5mSv	Şehir halkı	Bütün vücut
50mSv		Herhangi bir organ veya cilt ve göz merceği içeren doku

Çizelge 3.7 Tavsiye edilen yıllık eşdeğer doz sınırları(Marshall, 1983b)

### 3.1.1 Radyasyonun çevreye verdiği zararlar

Depolama ve tekrar kullanım(üretim) çalışmalarında çevreye yayılan radyasyon miktarı, reaktörlerin normal çalışmasında yakıt elemanlarından çevreye sızan radyasyon miktarından daha fazladır. Çevreye yayılan bu sızıntılar; gaz, sıvı ve katı şekilde olabilir. Sızıntı havadan olursa bir insana; ya yediği yiyeceklerden, ya soluduğu havadan, ya da havadan topraktaki minerallere karışması durumunda dış radyasyon şeklinde bulaşabilir. Eğer, sızıntı sıvı veya katı şeklinde olursa insana su yoluyla(denizler, nehirler) bulaşır. Nükleer reaktörler ve yakıt çevrimi tesislerinde oluşan, katı, sıvı veya gaz halinde çevreye sızabilecek olan radyoaktif maddelere nükleer artık adı verilir.

Artıkların kısa süre için depolanması, taşınması ve uzun seneler kontrol altında son depolanması işlemlerine nükleer teknolojide radyoaktif artıkların idaresi adı verilir.

Nükleer reaktörden sızan atık düşük aktiviteli ise; büyük hacimli havaya veya suya daldırılmasıyla, yüksek aktiviteli ise; radyoaktifliğinin gidebilmesi için(yarı ömrünü doldurabilmesi için) uzun bir zaman süresince idare depolarında tutulmasıyla insana bulaşmadan zararsız hale gelmesi sağlanır.

Bir nükleer kaza sonucunda çevreye bulaşan radyasyonun etkileri; kısa zamanda alınan yüksek dozların akut etkisi,(ani etki) kısa zamanda alınan yüksek dozların gecikmiş etkisi ve kısa zamanda alınan alçak dozların kronik etkisi olmak üzere üçe ayrılabilir.

### 3.2 Nükleer Artıklar

Nükleer yakıt çevriminin reaktöre kadar olan safhasında karşılaşılan radyoaktif artıklar uranyumun doğal radyoaktivitesinden kaynaklanır. Reaktör içinde nötron ışınlamasının sebep olduğu fisyon ve dönüşüm reaksiyonları sebebiyle radyoaktivite milyonlarca kat artar. Katı, sıvı ve gaz halinde çeşitli fiziksel ve kimyasal şekillerde ve değişik aktivite düzeylerinde bulunan radyoaktif artıklar, parçalanma ürünleri ve aktivasyon ürünleri olmak üzere başlıca iki grupta toplanabilir. Parçalanma ürünleri, yakıt zarfının delinmesi sonucu veya yakıt zarfının üstünde az miktarda bulunabilecek uranyum taneciklerinin nötron yakaladığı zaman soğutucuya karışabilir. Aktivasyon ürünleri ise, nötronların reaktörde konstrüksiyon malzemesiyle veya soğutucu olarak kullanılan maddelerle etkileşmesi sonucu ortaya çıkar.

Nükleer reaktör içinde doğan radyoaktivitenin çok büyük bir bölümü, yakıt içinde oluşan fisyon ürünlerinden kaynaklanır. Yakıt, reaktöre ince metalden yapılmış sızdırmaz bir kılıf içinde koyulduğundan dolayı, bütün fisyon ürünleri normal olarak içerde kalır ve reaktör bünyesine dağılmaz. Koyulan yakıt bir süre sonra çıkarılıp alındığında, bütün fisyon ürünleri de beraberinde gider. Her ne kadar nükleer yakıt sızdırmaz bir zarf içine alınmış ise de gerek imalat hataları ve gerekse işletme sürecinde korozyon vb. nedenlerle yıpranma dolayısıyla zarf delinip, çatlayabilir ve fisyon ürünleri buralardan dışarı sızabilir. Yapı malzemesinden korozyon ve erozyonla ufalanıp ayrılan ve reaktör suyuna karışan radyoaktif parçalar filtrelerde ve iyon değiştiricilerinde toplanır.

Fisyon sonucu; 1000 kg /GW(e).yıl miktarında, % 95 oranında radyoaktif çekirdekten oluşan 600 tane fisyon ürünü ortaya çıkar. Birçok fisyon ürününün yarı ömürleri kısadır ve birkaç yıl sonra

sadece  $^{90}\text{Sr}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  hakim elementler olarak kalır. Fisyon ürünlerinin aktivitesi 30 yılda 1\1000 kadar azalır.

Reaktör yakıt çevrimi sırasında ortaya çıkan katı, sıvı ve gaz şeklindeki artıklar, aktivite seviyelerine göre üç kısımda sınıflandırılır.

Yüksek seviyede aktif artıklar(YSAA); aktivite seviyesi 10 ile 100000Ci/kg (370 ile  $37 \cdot 10^5 \text{GBq/kg}$ ) olan radyoaktif artıklara bu isim verilmektedir. En tehlikeli artık olup, sonsuza kadar depolanması gerekmektedir.

Orta seviyede aktif artıklar(OSAA); özgül aktiviteleri 0,01 ile 10Ci/kg kadar olup (0,37 ile  $370 \text{GBq/kg}$ ), el ile işlenmelerinde, taşınmalarında ve depolanmalarında özel koruyucu önlemler gerektirir.

Alçak seviyede aktif artıklar(ASAA); özgül aktiviteleri 0,002mCi ile 0,01Ci/kg arasında olan ( $74 \text{kBq/kg}$  ile  $370 \text{MBq/kg}$ ) artıklara bu isim verilmektedir. Özel korunma önlemlerine başvurulmadan taşınır ve depolanır.

Fisyon ürünlerinden Cs, Ce, Sr, ve yapı malzemelerinin nötron yutması sonucu oluşan Co, Fe, Mn katı artıklara birer örnektir. Daha fazla su reaktörlerinde önemli olan metal aktivasyon ürünleri, reaktör devresi içindeki çelik ve metallerin korozyonu ve erozyonu sonucunda besleme suyuna küçük miktarlarda karışmış olan kobalt, demir vb. metallerdir. Bu metalleri yutan kabuklu deniz hayvanı içinde, iki değerli ve üç değerli iyonlar birikir. Çizelge 3.8' da çeşitli metal aktivasyon ürünlerinin özellikleri verilmiştir.

Radyo- çekirdek	Radyoaktif yarı ömür	Ortalama gama veya x-ışını enerjisi dağılımı MeV	Balıktaki tipik konsantrasyon faktörü		
			Tatlı-su balığı	Tuzlu-su balığı	Tuzlu-su kabukluları
Cr-51	28d	0,025	40	100	1000
Mn-54	310d	0,84	100	3000	50000
Co-58	71d	0,82	20	100	10000
Co-60	5,3y	3,025	20	100	10000
Zn-65	240d	4,025	1000	5000	50000
Fe-59	45d	5,025	100	1000	4000
Fe-55	2,9y	6,025	100	1000	4000

Çizelge 3.8 Bazı metal aktivasyon ürünlerinin özellikleri(Marshall, 1983b)

Katı artıkların çevreye yayılmalarında, radyo-çekirdeklerin gecikme(retardation) yetenekleri ve hidrolojik durumu önemlidir. Bunun yüzden; radyo-kalıntı tekniklerinin kullanılarak radyoaktif çekirdeklerin yeraltı suyuna ve katmanına bulaşma sürelerinin ve etkilerinin incelenmesi gerekir. Delakowitz ve Meinrath(1998), yeraltı katmanının homogenizasyonu ve karakterizasyonunu yaparak, yeraltı suyu ve katmanı arasındaki dengeden iki saat sonraki Co-60 ve Cs-137'nin gecikme sürelerini elde etmiştir. Yaptıkları incelemenin sonucunda; emilmenin, 0,63 mikrondan küçük yüksek miktardaki kolloidal kil parçacıkları içeren daha derin bir yeraltı su katmanında daha fazla olduğu, Co-60'ın, Cs-137' den daha fazla emildiği ve Co-60' ın radyo-çekirdek dağılım dengesinin yavaş olduğu tespit edilmiştir.

Çevreye yayılan radyoaktif artıkların santralin personeline ulaşan efektif radyasyon dozlarının belirlenmesi ve bu dozların zarar vermeyecek seviyelere indirilmesi için, 1977-1995 yılları arasında vücudun sezyum seviyeleri göz önüne alınarak, iç radyasyon dozuna göre santralde çalışan 490 kişi üzerinde yapılan 891 ölçüm yapılmıştır(Men'shik vd., 1997). Ölçüm sonucunda; Sezyum-137' nin radyasyon dozunun santral çalışanlarını etkileyen miktarı tahmin edilebilmiş ve böylece, nefes yoluyla alınan ortalama doz iyileştirilmiştir.

Soğutucu temizleme sistemlerinde, filtrelerde, reçinelerde oluşan katı artıkların idaresi, bidonlara koyulduktan sonra üzerlerine beton, zift gibi malzemenin dökülüp, ağızlarının iyice kapatılarak depolanması şeklinde yapılır. Bu malzemelerin reaktör alanı dışına gönderilmeleri halinde dıştan ölçülen doz şiddeti < 2mSv/saat olmalıdır. Genellikle PWR tipi santrallerde GW(e) başına yılda 100

$m^3$  ve 5000Ci(185TBq), BWR tipi santrallerde ise GW(e) başına yılda 160  $m^3$  ve 2000Ci(74TBq) toplam kuru ve sıvı artık çıkmaktadır. Bu durum aşağıdaki Çizelge 3.9'da özetlenmektedir.

Artık	BWR		Yapılan işlem	
	$m^3$	Ci	$m^3$	Ci
Kuru	100	5	60	5
Yaş	60	2000	40	5000
Toplam	160	2000	100	5000

Çizelge 3.9 1000 MW(e) Gücündeki Bir Santralin Yıllık Radyoaktif Artıkları(Aybers ve Bayülken, 1992)

Nükleer santrallerde, soğutma suyu ile çevreye düşük dozda radyoaktivite yayılmaktadır. Bu yolla verilen ısı; nehir, göl ve denizlerdeki canlıları etkilemekte, biyolojik dengenin bozulmasıyla su kirliliğinin artmasına sebep olmaktadır. Aynı problem günümüz termik santrallerinde de mevcut olmasına rağmen, özellikle hafif ve ağır su ile soğutulan santrallerde alçak basınçlı doymuş buhar sistemlerinin termik verimleri düşük olduğundan dolayı, çevreye % 30 ile % 40 oranında daha fazla ısı verilmektedir. Kondenserden ısınarak çıkan soğutma suyu, karıştığı nehir, göl veya deniz suyunda bir sıcaklık artışı meydana getirir. Suyu verilen ısı radyasyon, suyun yüzeyden buharlaşması veya ısı iletimi yolu ile atmosfere geçer. Sıcaklık, suya verilen ısı havaya geçen ısıya eşit olana kadar artar. Su sıcaklığındaki artış, balık ve diğer canlılar arasındaki dengeyi bozar. Bazı hayvanların ölmesi veya azalmasına rağmen, bazıları da tersine, daha fazla ürer. Sularda yaşayan canlıların ve erimiş oksijen dengesinin bozulması; suyun kendi kendini temizlemesini önlemekte, bazı zararlı bakteri ve kültürlerinin artmasına, bazı balıkların ölmesine ve suyun kullanılmayacak şekilde kirlenmesine yol açar. Bu sebepten ötürü, birçok ülkede suyun sıcaklık yükselmesinin 2-3 °C yi geçmemesi şart koşmuştur. Soğutma suyunun göl veya deniz gibi durgun sulardan alınması halinde, suyun alınma ve verilme derinlikleri, kanal ağzlarının bir birinden uzaklığı, ısınan suyun tekrar emilmemesi ve kolaylıkla ısınıp kaybetmesi gibi durumların göz önüne alınması gereklidir. Kondenserdeki ısınma sonucu sıcaklığı 7-10 °C arasında olan akıntılar ve dalga hareketleri sayesinde kondenserden dışarı verilen su, hızlı bir şekilde büyük su kütleleri ile karıştığında alınan su sıcaklığından ancak 1-2 °C daha yüksek sıcaklıkta olmaktadır. Buna nedenle, soğutma suyunun sıcaklığın en düşük olduğu derinlikten alınması gerekir.



Reaktör soğutma sisteminden gelen soğutucu, temizleme sisteminden geçirilerek yeniden kullanılır. Radyoaktif artıklar; depolama, filtreleme, iyon değiştiricilerde temizleme, buharlaştırma ve kimyasal çöktürme gibi çeşitli işlemlere tabi tutulur. İşlem görmüş sıvı artıklar, dışarıya atılmalarında sakınca görülmeylecek bir aktiviteye ininceye kadar depolanır.

Gaz artıklar grubuna giren I, Xe ve Kr gibi gaz halindeki radyoaktif fisyon ürünleri, yakıt çubuklarının gaz aralığında toplanır. Yakıt zarfı arızaları nedeniyle soğutucu akışkana(su) karışmaları durumunda,  $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$  reaksiyonu ile oluşacak  $^{16}\text{N}$  gibi kısa yarı ömürlü radyoizotoplar ve boron katılması sonucu oluşacak trityum da gaz artıklara birer örnektir.

1951 ve 1997 tarihleri arasında Jackson ve arkadaşları(1998), Cumbriadaki Sellafield yeniden kazanma santrallerinden çevreye bırakılan yarı ömrü 10,72 yıl olan kripton deşarjları ve şehrin üyelerine ulaşan radyasyon dozlarını incelemişlerdir.

Bu santralden 1952 yılından beri atmosfere soy gazlar bırakıldığı ve geçen üç yıl içinde, termal-oksit yakıt kullanan yeniden kazanım santrallerinin de devreye girmesiyle  $^{85}\text{Kr}$  deşarjlarının arttığı tespit edilmiştir. Çalışmalarından tahmin ettikleri yıllık maksimum kollektif radyasyon dozları; UK için 0,6 man-Sv, Avrupa için 2 man-Sv ve dünya için 42 man-Sv' tir.

Kershaw ve arkadaşları(1999) da; Sellafield yeniden kazanma santralinden  $^{129}\text{I}$  ve  $^{99}\text{Tc}$  deşarjları üzerinde bir araştırma yapmışlardır. Araştırmada;  $^{99}\text{Tc}$  ve  $^{129}\text{I}$  deşarjlarının, UK suyu, Kuzey denizi ve ötesindeki geçiş zamanları ve nakil yolları incelenmiş ve 1990 yılının ortalarından günümüze kadar yapılan incelemede bu deşarjların önemli ölçüde arttığı belirlenmiştir.

Michigan, Ann Arbor'daki tıbbi araştırma merkezinden şehrsel lağım hattı içerisine yapılan radyoaktif deşarjların çevresel sonuçlarını belirlemek için, Martin ve arkadaşları(1997) tarafından bir araştırma yapılmıştır. Bu araştırmada; özellikle lağım çamuru içinde aktif olan iyot( $^{131}\text{I}$ ) incelenerek, çamurlar yakıldığı zaman şehre ve çalışanlara ulaşabilecek radyasyon dozları araştırılmıştır.

Kış aylarında atık su santrallerinde sulandırılan lağım çamurunun yakılması sebebiyle atmosfere dağılan iyotun, filtreleme sisteminin çalışmadığı ve iki dokuz saatlik işgününde çalışan bir kişiye ulaştığı varsayılan radyasyon dozları 0,048 milirem, filtre sisteminin çalıştığı ve kişinin 22 haftalık bir yakma periyoduna maruz kaldığı durumda efektif doz 0,066 milirem, çalışan yakma periyodu



boyunca her iki şarta da maruz kalırsa, doz 0,11 milirem ve şehrin üyeleri için ise, 22 haftalık bir yakma periyodu boyunca ulaşan efektif doz değeri 0,03 milirem olarak hesaplanmış ve ayrıca, çalışanlara ve şehre ulaşan dozun, doğal ortamın %1'inden daha az olduğu tespit edilmiştir.

Bir diğer nükleer artık, nükleer yakıtın hazırlanması sırasında karşımıza çıkar. Cevher halindeki uranyumun arıtma tesisinde saflaştırılmasıyla %4'ü ve bazı reaktörlerde zenginleştirilmiş yakıt kullanmasından dolayı, yakıtın zenginleştirilmesi işlemi sırasında(uranyumun zenginleştirilmesi için, gaz haline dönüştürülerek UF<sub>6</sub>-uranyum hekzaflorür haline getirilir) uranyumun kalsiyum florüre karışan %5' lik miktarı kaybolur.

Nükleer yakıt çevriminin radyoaktif artık ve çevre kirliliği yönünden en büyük sorunlar oluşturan aşaması, tekrar kullanılmış yakıtların işlenmesidir. Reaktörden çıkan yakıtın içinden uranyumun ve plütonyumun alınması için asit içinde çözüldüğünde, geriye kalan sıvı %99 oranında fisyon ürünleri içerir. Fisyon ürünü olan radyoaktif gazların ve beraberlerinde sis halinde sürükledikleri radyoaktif sıvıların çevreye yayılmalarını engellemek için; filtreler, elektrostatik tutucular ve soğutucular kullanılır.

Kullanılmış yakıtın tekrar işlenmesi sırasında, yüksek derecede radyoaktif olan reçinenin tank dışına sızması büyük problemler yaratır. Nitekim; 26 Aralık 1997 tarihinde Waterford 3 nükleer santralinde, harcanmış reçine tankının resirkülasyonu sırasında tanktan sızıntılar olmuş ve yapılan doz tahmininde, sızıntının 50-200 rem'lik(50-200 mSv) orta seviyeli bir radyasyona sebep olduğu tespit edilmiştir. Odadaki radyasyon dozunun 100 rem'i(1 Sv) aşmaması gerektiğinden dolayı, sızıntı problemini ortadan kaldırılması ve sızıntı yerinin onarılması amacıyla robotlar kullanılmıştır(Miller,1999).

### **3.3 Önemli Radyo-çekirdek Gruplarının İnsana Bulaşma Yolları**

Radyoaktif malzemeler farklı fiziksel ve kimyasal özelliklere sahip olduklarından dolayı insana bulaşma yolları ve etkileri de farklı olur. Çizelge 3.10'de bazı radyoaktif çekirdeklerin insana bulaşma yolları gösterilmiştir.

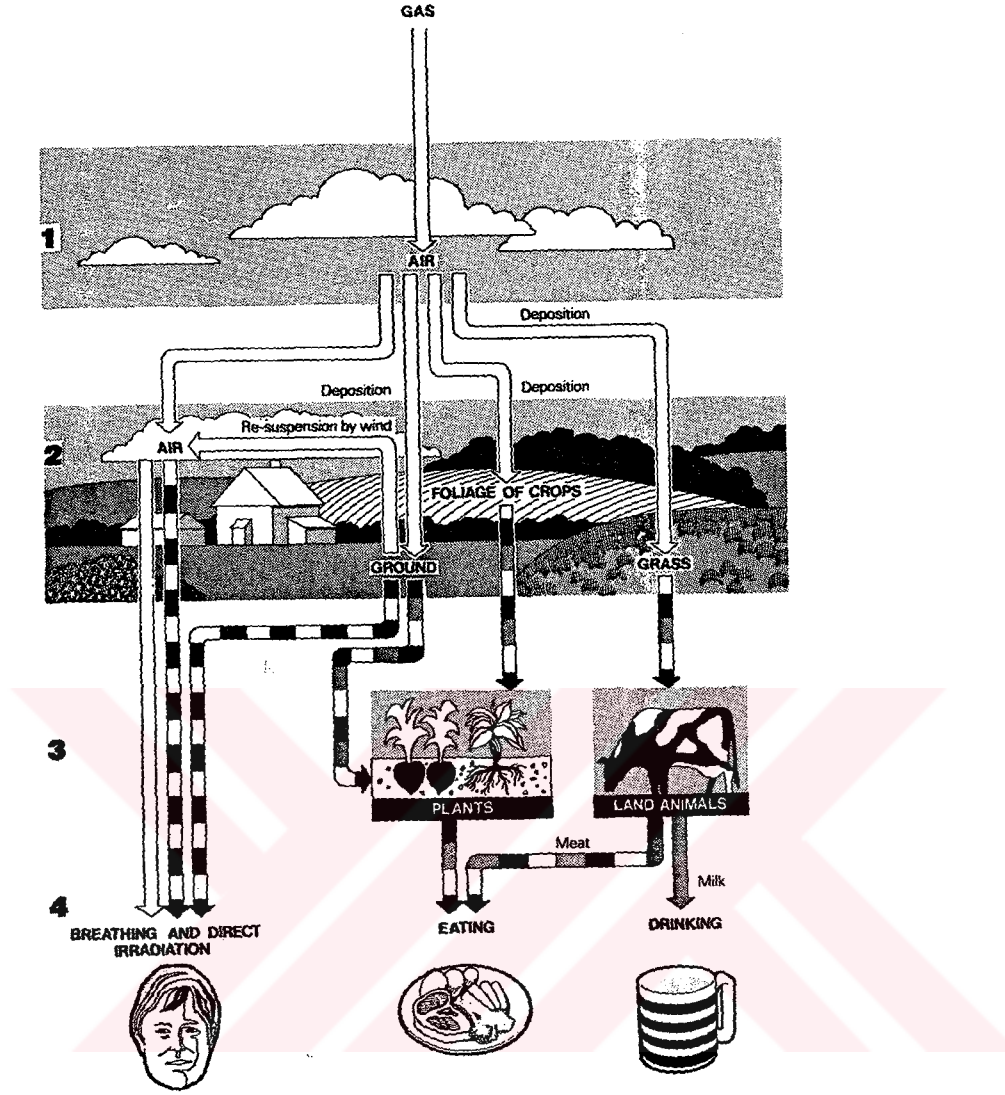
Radyo- Çekirdeğin Tipi	Bazıları	Radyo- toksiklik sınıfı*	Önemli yollar	Maruz kalma tipi	İradyasyonlu vücut kısmı
Soy gazlar	Xe-133	4	Direkt olarak havadan	Dış ırdasyon	Bütün vücut
İyot	I-131	2	Direkt olarak havadan Hava-toprak-inek Hava-toprak-sebzeler	Nefes yoluyla Yutma yoluyla	Tiroit
Tritiyum	H-3	4	Direkt olarak havadan Ve de su yoluyla	Nefes ve cilt Yutma yoluyla	Bütün vücut
Diğer Fisyon Ürünleri	Ru-106	2	Birçok yolla(Denize dökülmesiyle deniz yosunu pislenmesi yoluyla besin zincirine ulaşır)	Yutma yoluyla	GI sistemi
	Sr-90	4	Birçok yolla(Denize veya nehre dökülmesiyle balık pislenmesi yoluyla besin zincirine ulaşır)	Yutma yoluyla	Kemik
	Cs-137				Bütün vücut
Metal Aktivasyon Ürünleri	Co-60	2	Birçok yolla(Denize veya toprağa dökülmesiyle balık pislenmesi yoluyla besin zincirine ulaşır)	Yutma yoluyla	Bütün vücut
Transuranik Elementler	Pu-239	1	Birçok yolla(Denize dökülmesi yoluyla besin zincirine ulaşır)	Yutma yoluyla	Kemik
	Am-241				
	Cm-242				
	Np-237		Denize döküldüğünde suya karışarak tortu oluşturması yoluyla	Nefes yoluyla	Akciğer
Karbon-14	C-14		Birçok yolla	Nefes ve yutma	Bütün vücut

\*Radyotoksitlik sınıfı: 1-Yüksek, 2-Orta, 3-Orta düşük, 4- Düşük

Çizelge 3.10 Çekirdek gruplarının bulaşma yolları(Marshall, 1983b)

### 3.3.1 Havadan insana bulaşma yolları:

Radyoaktif çekirdekler, nükleer güç endüstrisinden hava içerisine gaz, buhar vb. şekilde yayılabilir. Reaktörün normal çalışmasında ise; çevreye sadece daha fazla uçucu olan fisyon ürünleri ve soygazlar ve iyodun radyoizotopları gibi aktivasyon ürünleri yayılır(şekil 3.4).



Şekil 3.4 Reaktörden havaya sızan radyoaktif malzemelerin insana bulaşma yolları(Marshall, 1983b)

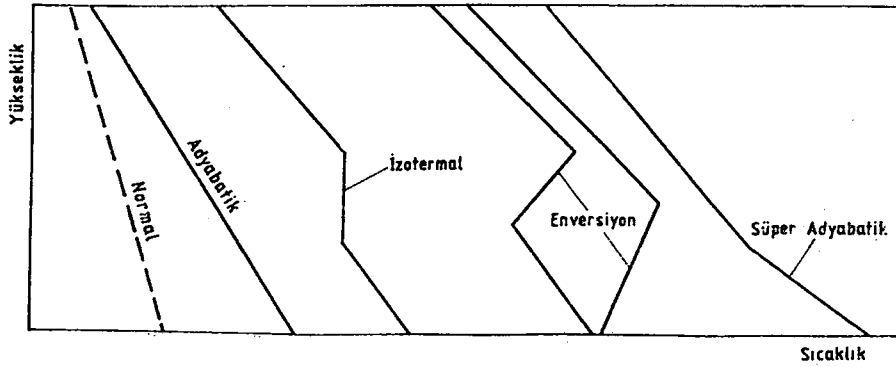
Reaktörde oluşan bir kaza sonucunda; soygazlar ve iyodun radyoizotoplarıyla beraber, az miktarda stronsiyum, telleryum, sezyum, rutenyum ve plütonyum gibi daha az uçucu olan maddeler de havaya bırakılır.

Yakıt elemanının metal kaplamasındaki eksiklikten ortaya çıkan, düşük radyo-toksitlik içeren ve uçucu olan gaz halindeki kripton ve ksenonun izotopları, soy gazlar olarak ifade edilir. Soy gazlar reaktörden bırakıldığı zaman havada kalır. Topraktaki dağılımı ise çok az olup, insana radyoaktif gaz bulutundan dış radyasyon yoluyla bulaşır. Soy gazların çoğu  $\beta$  ve  $\gamma$  ışınları yayar.  $\beta$  ışını cilt yaralarına ve  $\gamma$  ışını da, radyasyonun vücudun bütün dokularına eşit olarak dağılmasına sebep olur.

Fisyon soy gazlarının çoğunun yarı ömrü birkaç günden daha azdır. Sadece  $^{85}\text{Kr}$  ve trityumun yarı ömürleri yüksektir. Kriptonun yarı ömrü 10 yıldır. Atmosfere dağılımı hızlıca olur ve  $\beta$  ışınları yayarak o çevrede yaşayan insanların ciltlerinde yaralar açılmasına neden olur. Trityumun yarı ömrü ise 12 yıldır. Çok düşük enerjili  $\beta$  ışınları yaydığından dolayı radyo-toksitliği düşüktür. Boşaltım kanalı yoluyla 10 gün içinde vücuttan dışarı atılır.

Tiroit bezi içinde biriken radyo-iyotlar, yüksek radyo-toksitliğe sahiptir. İnsana; nefes, ot-inek-süt ve sebzelerden, sebzelerin yaprak içeriğinden olmak üzere üç farklı yoldan bulaşabilir.

Şimdi; fisyon sonucu ortaya çıkan radyoaktif gazların insana bulaşma yollarında büyük bir rol oynayan, atmosfer yapısı ve koşullarını inceleyelim. Atmosfer içindeki hava kütleleri çok hızlı hareket eder. Birimsel bir hacimden diğerine ısı geçişi olmadığından dolayı, atmosferik hareketler adyabatik olarak adlandırılır. Dikey ısı iletimi olmadığı zaman hava adyabatik bir düşüş hızı gösterir. Fakat, atmosfer şartları devamlı bir şekilde değiştiği için atmosferdeki sıcaklık dağılımı sık sık adyabatikten sapar ve bazen sıcaklık düşüş hızı çok fazla olur. Bu duruma da, süperadyabatik adı verilir. Ayrıca, bazı zamanlarda; sıcaklık düşüş hızı adyabatik hızdan daha düşük olduğu zaman denge oluşumu, belirli bir yükseklikte sıcaklığın düşmesi gerekirken yükselmesi(enversiyon) veya sabit kalması(izotermik) gibi durumlar da görülebilir. Bütün bu sıcaklık değişimi durumları Şekil 3.5’de görülmektedir. Bu şekildeki normal hız, gözlenen çeşitli düşme hızlarının bir ortalamasıdır.



Şekil 3.5 Atmosferdeki sıcaklık düşüş profilleri(Aybars ve Bayülken, 1992)

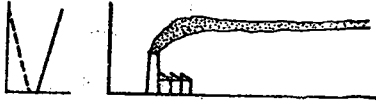
Belirli bir yükseklikten bırakılan sızıntı, çevre havasından daha sıcak ise yükselir. Süperadyabatik durumda, hava adyabatik olarak soğuduğundan dolayı yükselmeye devam ettiğinden, bu duruma kararsız durum adı verilmiştir. Enversiyon halinde yükselen havanın daha sıcak tabakaya ulaşarak burada kaldığı için bu duruma da kararlı durum adı verilir.

Yatay hava akımları kirliliği yayarak konsantrasyonu azaltmasına karşın, en çok kararsız atmosferde oluşan düşey hareketler, yerin kirlenmesine neden olabilir. Kararlı atmosfer ise gazların yükselmesini önleyerek kirliliğin yer çevresinde kalmasına neden olur. Bir reaktör kazasında çevreye radyoaktif bulutun yayılması, bir bacadan çıkan dumanın yayılmasına benzetilebilir. Radyoaktif gazların reaktör bacasından atılması esnasında da aynı benzeştirme geçerlidir. Adı geçen bu dumanın yayılması atmosferik sıcaklık koşullarına bağlıdır. Çeşitli sıcaklık profillerine göre duman yayılmasının alacağı şekiller şekil 3.6'da özetlenmektedir.

Bacadan çıkan radyoaktif bulut, x yönünde v hızı ile rüzgarın etkisi altında hareket ederek y ile z yönlerinde salınım yoluyla yayılır. Deneyler, x yönündeki yayılmanın salınım yolu ile olmadığını ve rüzgarın yardımıyla oluştuğunu gösterdiğinden, birim zamanda Q hızıyla (örneğin Bq/sn) bacadan çıkan radyoaktif bir bulutun yere bağlı konsantrasyon dağılımını veren formül aşağıdaki şekilde olmaktadır.

$$E(x,y,z,t) = \frac{Q}{4.\pi.v.t.(K_y .K_z)^{1/2}} \exp \left\{ -\frac{1}{4.t} \left[ \frac{y^2}{K_y} + \frac{z^2}{K_z} \right] \right\} \quad (3.1)$$

(3.1) eşitliğinde kullanılan  $K_y$  ve  $K_z$  sırası ile, y ve z doğrultularındaki salınım katsayılarıdır.



Kararlı yatay salınımlı (fanning) : Baca yüksek ise gaz bulutu yere değmez, zararsızdır.



Kararsız (looping): Duman bulutu düşey salınım ile yere yaklaşabilir ise de, konsantrasyon önceki halden daha az olur



Nötral (conning): Adyabatik sıcaklık profili ve rüzgarlı günlerde olur. Duman bulutu çok daha uzakta yere yaklaşır



Altı kararlı, üstü nötral (lofting) :Güneş batımında, toprak radyasyonu başladığında oluşur, duman yer yaklaşmaz, zararsızdır.

Şekil 3.6 Atmosferik sıcaklık koşullarına göre duman bulutu şekilleri(Aybars ve Bayülken, 1992)

Radyoaktif malzemelerin hava içine dağılmalarında; hava durumundan, rüzgar hızından(çevresel hava şartları) ve maddenin dağılma hızlarına göre yapılan grafik ve bilgisayar programlarından yararlanılır. Havadan toprağa geçen iyot, stronsiyum, sezyum gibi radyo-çekirdekler inekler tarafından çimlerin yenilmesiyle insana bulaşır. Bulaşma yolları Çizelge 3.11' de gösterilmiştir.

Yol	Önemli radyo-çekirdekler	Notlar
Ot-İnek-Süt	Sr-89, Sr-90, Sr-137 ve İyodin izotopları(özellikle I-131)	Genel olarak baskın rol
Ot-İnek-Peynir	Sr-89, Sr-90 ve Cs-137	Muhtemelen I-131 önemsiz
Marul,Lahana vb.	Soy gazlar hariç bütün gaz fisyon ürünleri	I-131, Cs137 önemli
Ot-Hayvanlar-Et	Cs-137, Sr-89, Sr-90	
Tahıllar	Cs-137, Sr-89, Sr-90	

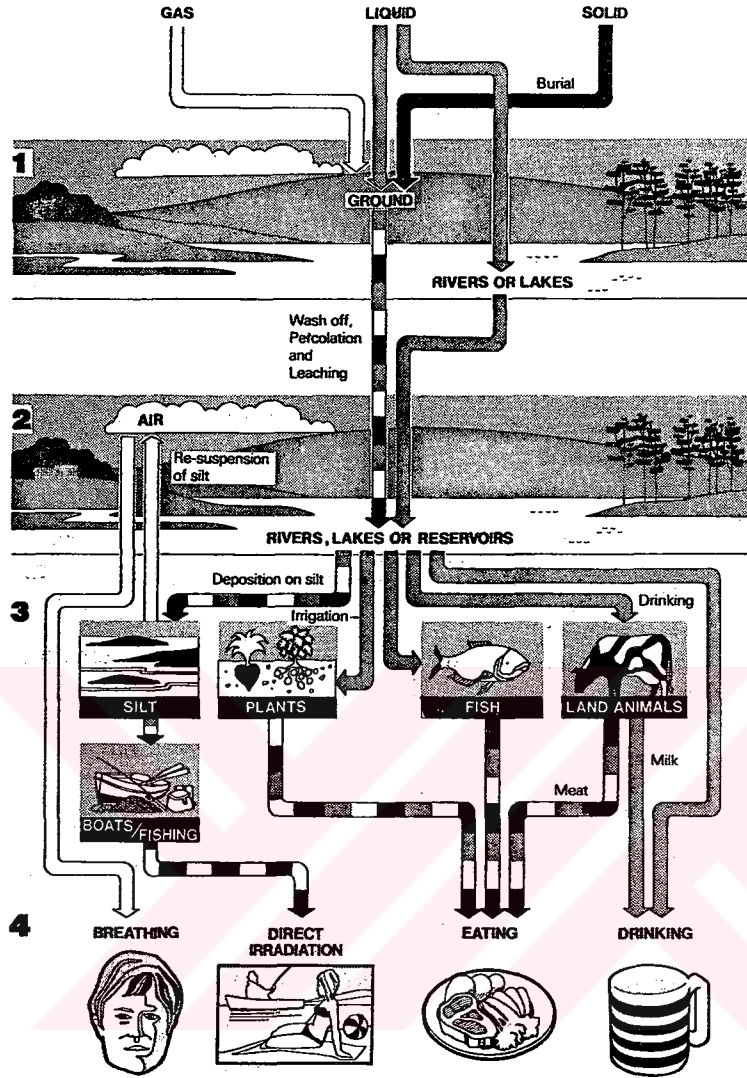
Çizelge 3.11 Toprağa geçen radyoaktifliğin insana bulaşma yolları(Marshall, 1983b)

Yakıt kaplamasının korozyonundan dolayı ya da yakıt elementlerinden doğan bir sızıntı sonucu olarak ortaya çıkan sezyum, su altında depolanır. Denizdeki kabuklu hayvanların ve balığın yenilebilir etlerindeki sezyum miktarı, deniz suyundaki sezyum miktarından 50 kat daha büyüktür. Su yoluyla insana bulaşma yolları; göl, nehir, deniz yoluyla doğrudan ve düşük seviyeli sıvı artıkların katılaştırılması(kristalleştirilmesi) yöntemiyle dolaylı yoldan olmak üzere iki çeşittir.

### 3.3.2 Tatlı su yoluyla insana bulaşma yolları

Şekil 3.7’de tatlı su içerisine alınan radyoaktif malzemelerin insana bulaşma yolları gösterilmektedir. Artık malzeme sıvı şeklindeyse nehirlere ve göllere doğrudan ulaşarak içme suyuna karışabilir. Ancak bu karışımın, iyon değişim mekanizmaları, koloid filtreleneceği vb. gibi değişik koruma sistemleri yardımıyla insana ulaşabilme zamanı, bazı radyo-çekirdeklerde birkaç yüz yıl, bazılarında ise birkaç bin yıl kadardır.





Şekil 3.7 Tatlı su nehirleri veya gölleri yoluyla insana bulaşma yolları(Marshall, 1983b)

Amerika'nın California eyaletindeki 1000 dönümlük nükleer atık sitesinin çevreye verdiği zarar incelendiği zaman, sitenin altında Tahoe gölü kadar büyük olan tatlı su kaynağına sızıntılar olduğu görülmüştür. Bunun üzerine harekete geçen U.S Ekoloji nükleer mühendisleri, nükleer atık sitesindeki sızıntılar için dava açmıştır. Davanın sonucunda, sızıntılarının çevreye yayıldığı raporlarla belgelenerek kapatılmıştır. Ayrıca, site üzerinde yapılan bu araştırmaya göre, nükleer çöplükleri temizlemek için 300 milyon dolar para gerektiği öne sürülmüştür(Earth Island Journal, 1991a).

Metodist tıp merkezinin üyesi olan Dr.William Reid 1991 yılında Oak Ride kasabasında yaptığı araştırmada da nükleer santralden çevreye sızıntılar olduğunu tespit etmiştir. Bunun üzerine, Oak

Ride laboratuvarlarında yaptığı deneylerde; şehir çevresinin asbest ve cıvayla çevrili olduğunu görmüş ve santralin etrafındaki geyiklerden kurbağalara, su pirelerinden atıkların gömülmesi sebebiyle kökleriyle nükleer sıvı artıkları alan ağaçlarda bile aşırı bir radyasyon düzeyine rastlamıştır. Ayrıca, 64 km' lik akarsu suyunun analizi sonucunda suyun içinde; stronsiyum, trityum ve plütonyum içeren nükleer ürünlerin ve toksit kimyasalların bulunduğunu da tespit etmiştir (Thomson, 1992).

### 3.3.3 Deniz yoluyla insana bulaşma yolları:

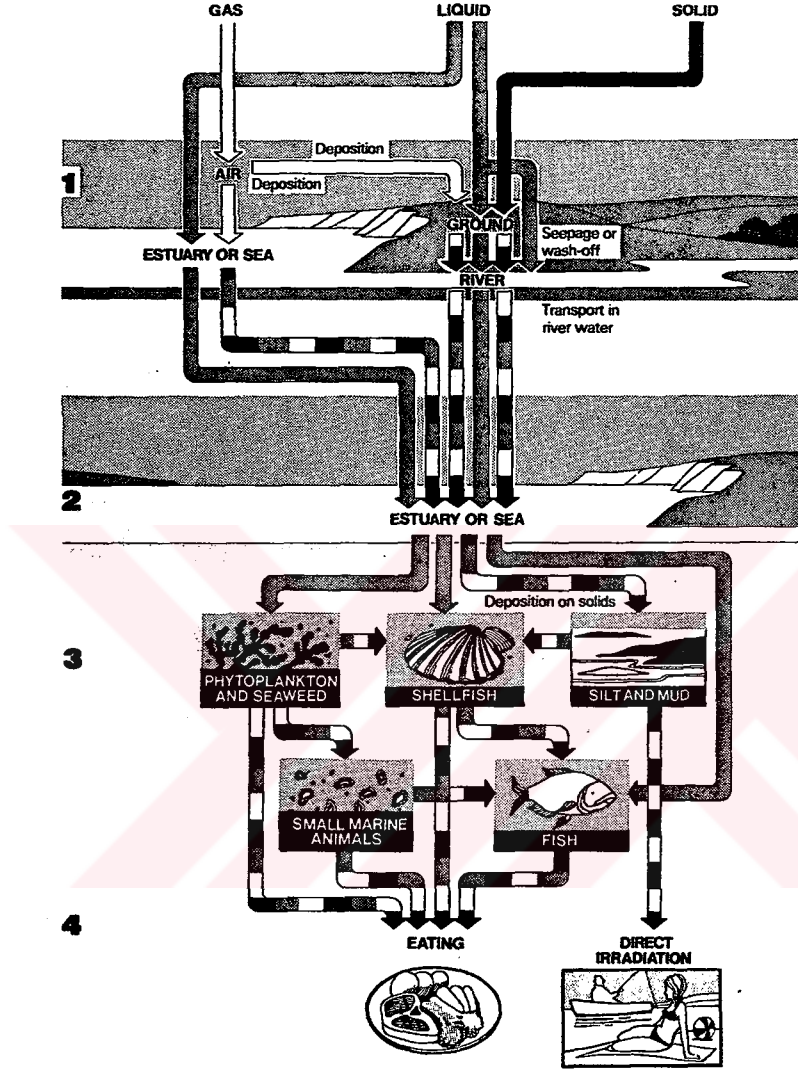
Şekil 3.8'de koy ve denize ulaşabilecek radyoaktif malzemelerin insana bulaşma yolları gösterilmektedir. Bulaşma yollarından en önemlisi, sıvı haldeki artıkların doğrudan koy veya denize ulaşmalarıdır. Bazı gaz artıklar da, doğrudan denize alınmamasına karşın yağmur suyu şeklinde nehirlerle ve denizlere düşmektedir.

Radyoaktif malzemeler, denizde organik malzeme üreticileri olan, güneş enerjisi kullanan, denizden besleyici tuzları alan, ışık alan yüzey tabakalarında yaşayan deniz otları, planktonlar ve deniz bakterisi tarafından emilir. Radyoaktif malzeme, bitki plankton gruplarının yapısını değiştirerek fotosentezi bozar. Deniz üzerinde kırmızı tabakaya sebep olan ve sudaki hayatın devamı için gerekli çözülmüş durumdaki oksijeni alan tek hücreli alglerin artmasına yol açar. Planktonlarla beslenen yüzey balıkları ve kabukluları yiyen diğer balıkları yakalayan insanlar şeklindeki bir zincirle radyoaktivitenin zararlı etkileri insana kadar ulaşır.

1990 yılında Japonya'da, deniz içerisine gömülen sıvı radyoaktif kirliliklerden deniz yiyecekleri yoluyla ulaşan kolektif doz tahminleriyle ilgili bir araştırma yapılmıştır.(Togawa vd., 1999) Japon-Kore-Rusya'nın denize yolladığı artıklar baz alınarak yapılan incelemelerde, deniz yiyeceği yoluyla Japon popülasyonuna ulaşan kolektif dozlar,(her bir yılda yakalanan deniz ürünlerinden alınan toplam doz miktarı) Japonya'dan deniz dibine gömülen sıvı radyoaktif artıklardan tahmin edilmiştir. Araştırma sonucunda; bütün radyo-çekirdeklerden oluşan toplam dozun 0,8manSv'e ulaştığı, sıvı radyoaktif artıklardan gelen toplam dozun yaklaşık %5 olduğu ve dozun %90'ının balık tüketiminden dolayı sezyum-137 radyoaktif elementinden kaynaklandığı tespit edilmiştir.

Boukhari ve Sophie(1998), Amerika'da da buna benzer bir araştırma yapmıştır. Sahil kesimlerindeki deniz kirliliği üzerinde yaptıkları araştırmaya göre, deniz kirliliğine; %25 oranında hidrokarbonların, %60 oranında şehir lağım sistemlerinden kullanılmış motor yağı deşarjının, %15

oranında doğal gaz ve petrol çıkarılması için kullanılan yağ platformlarının sebep olduğu tespit edilmiştir.



Şekil 3.8 Deniz yoluyla insana bulaşma yolları(Marshall, 1983b)

Şimdi de, denize hangi elementlerin ulaştığını ve nasıl bulaştığını inceleyelim. Yeniden kazanma santrallerinde uranyum ve plütonyum, uranyum ve plütonyumun fisyon ürünü pisenmesinden arıtılması için büyük hacimli bir asit sıvısı içerisine daldırılır. Böylece, birçok atık nehirleri oluşur. Plütonyum ve uranyumun saflaştırılmasından doğan bu atık nehirler önemli miktarlarda, yüksek enerjili  $\beta$  ışınları yayabilen Rutenyum-106 içerir. Bu atıkların deniz dibine dökülmesiyle deniz yosunları ve deniz yosunlarıyla beslenen canlılar yoluyla insana geçer. Yutulması sonucunda, vücut içinde en çok bağırsak kısmını etkiler.

Atık tanklarında biriktirilen düşük aktiviteli plütonyuma amonyum hidroksit eklenmesiyle, asidik özelliğinin nötrale yapılarak yoğunlaşması ve çökmesi sağlanır. Plütonyum dışarısı kuru olan bir yerde depolanırsa çökme sonucu uçucu olabilir ve nefes yoluyla insana bulaşabilir. Plütonyumun deniz dibinde depolanması halinde ise, çökme sonucu deniz dibi canlıları yoluyla insana geçer.

TRU elementler,  $^{238}\text{U}$ 'in nötron yutması ile yaklaşık 300 kg/GW(e).yıl dolaylarında Pu, Am, Cm, Np gibi elementlerdir. Bunların çoğu uzun yarı ömürlü olup, binlerce yıl çevreden ayrı tutulmaları gerekir. Çizelge 3.12'de bazı TRU elementler ve fisyon ürünleri verilmektedir.

Fisyon ürünleri	$T_{1/2}$ (yıl)	Transuranyum elementler	$T_{1/2}$ (yıl)
Cs-134	2,5	Pu-241	15
Pm-147	2,6	Cm-244	18
Eu-154	8,5	Pu-238	87
Kr-85	10,6	Am-241	433
Sr-99	29	Pu-240	6600
Cs-137	30	Am-243	7730
Tc-99	200000	Pu-239	24000
Zr-93	900000	Np-237	2 milyon
Cs-135	2 milyon	Co-60	5
I-129	17 milyon		

Çizelge 3.12 Reaktörde oluşan bazı radyoaktif elementler(Aybers ve Bayülken, 1992)

Deniz yoluyla insana bulaşabilen bir diğer element,  $^{13}\text{C}$ ,  $^{14}\text{N}$  ve  $^{17}\text{O}$ 'nin nötron bozunumuyla ortaya çıkan, yarı ömrü 5700 yıl olan, düşük enerjili  $\beta$  ışınları yayarak bozunan ve daha çok karbondioksit, karbonmonoksit ve hidrokarbonlar şeklinde çevreye dağılan  $^{14}\text{C}$  elementidir. Karbon ve proteinler, moleküllerin bir ögesi olduğundan dolayı(DNA, RNA), vücut içindeki dokularda önemli hasarlara yol açar.  $^{14}\text{C}$ ,  $\text{CO}_2$  şeklinde deşarj oluyorsa insana, solunum ya da bulaştığı yiyeceklerin yenmesi sonucunda ulaşır.

Endo vd.(1992), gaz artıklar içindeki  $^{14}\text{C}$  türlerinin kimyasal şeklinin ayırt edilebilmesi için hava tankı, konsantrasyon cihazı, radyo-gaz kromatografi ve mikrobilgisayarlar içeren yeni bir sistem geliştirmiştir. Bu sistemde; serbest kalan gaz akışı, hava monitörlerinin tetikleme sinyalleriyle tank

içerisinde otomatik olarak toplanıp silikajel sütunu içinden geçirildikten sonra, 120°C’de tutulan radyoaktif hale gelmiş karbon destekli bir paladyum kapanı içinde karbon türleri iyileştirilmiştir. İyileştirilen türler helyum gazında yüzdürüldükten sonra radyoaktif karbon sütunu ile gaz akış sayıcılarını kullanan radyo-kromotograflarla analiz edilip, çıkış sinyalleri sürekli olarak bir mikrobilgisayara kaydedilmiştir.

### 3.4 Artıkların İdaresi

#### 3.4.1 Yüksek seviyeli aktif artıkların idaresi

Yüksek Seviyede Aktif Artıkların(YSAA) idaresinde; özel olarak tasarımlanmış tanklarda sıvı halde depolama, artık işlemlerine tabi tutma(katılaştırma, camlaştırma vb.), birkaç on yıl kontrol altında depolama ve 500 ile 1200m toprağın altındaki jeolojik formasyonlar içinde sonsuza dek son depolama gibi bazı işlemler yapılmaktadır.

Her iki veya üç yılda bir 1000MW’lık bir reaktörün kapatılması ve 100 metrik ton yakıtın üçte birinin değiştirilmesi gerekir. Nükleer fisyonda uranyumun sadece bir kısmı kullanıldığından Geriye kalanı, birçok radyoaktif element oluşturur. Bu nedenle, tehlikeli olan harcanmış olan yakıtın geçici olarak santralin su havuzlarında, 10-20 yıl arasında uzun bir süre depo edilmeleri gerekir. Bu süre içinde, kısa ömürlü radyoizotopların büyük bir çoğunluğu yok olur ve kullanılmış yakıtın yaydığı ısı en az on kat kadar azalır.

Bu radyoaktif elementlerin en önemlisi; kimyasal olarak ayrıldıktan sonra bazı güç reaktörlerinde yakıt olarak ve nükleer bomba yapmakta kullanılan plütonyumdur.<sup>(239Pu)</sup> Yakıt içindeki bu yeni elementlerin çoğalması reaktörün termal verimi azalttığından dolayı, plütonyum idaresinde, harcanmış yakıttan plütonyumun ayrılması ve üretilmesi amaçlanır. Bu ayırma işleminde, plütonyumun toksitliğinden dolayı, cam haline getirilerek depolanması ve jeolojik olarak kararlı olan toprağın altına gömülmesi gerekir.

Harcanmış yakıtın nakledilmesi, bir yüzyıl boyunca izlenmesi ve daha sonra da yarı ömrünü tamamlamasının beklenebilmesi için DOE(department of energy), 2071’de biteceği ve yaklaşık olarak 50 milyar dolara mal olacağını tahmin ettiği bir depo inşası öngörülmüştür. Bu depo inşa edilirse, hemen hemen 3 milyar curie’lik radyasyonu tutabilecek kapasitede olacaktır(Barbary, 1998;Wilson, 1999b).



Yucca dağının daimi depo olarak seçilmesinde Enerji Senatosu ve Doğal Kaynaklar komitesi çevresel kanunlar(yerin jeolojik konumu ve etkileme yolları) ve dengeler göz önüne alınmıştır. Rapor, en son Beyaz Saray ve akademik üyelerden oluşan nükleer artık teknolojisi inceleme kurulundan geçtikten sonra onay almıştır. Yüksek seviyeli nükleer artıkların idaresi için, Yucca dağının daimi depo olarak seçilmesi; sosyal, politik, teknik ve ekonomik sonuçlara göre yapılmıştır(Bassett vd.,1996;Carter ve Luther, 1997).

Yeni kurulması planlanan depoya koyulacak harcanmış paketlerden, plütonyum içeren bazı gruplar kullanılarak bir nükleer bomba yapılabilmesi için; 21 veya 44 reaktör yakıt grubundan oluşması ve iç kaplamasının korozyona karşı çelik fiçilerden yapılması öngörülmüştür.

Yucca dağında inşa edilecek olan deponun volkanik patlamalar sonucu olası kolloidal(patlama sonucu saçılan taş parçacıkları) parçacıklardan korunumu için kuzeyden güneye 6 millik bir mesafe içerisine ve sıvı kolloidal parçacıklar(ör; su) için de, 600feet-900feet kalınlığındaki kanallar içerisine koyulması ve yer kırığından yüzeye hareket eden suyun, binlerce yıllık süre içinde korozyonsuz ve kuru kalması gereken fiçilere ulaşmasını engellemek için de, nemi alıcı elektrik ısıtıcılarının kullanılması öngörülmüştür.

Sıvı haldeki YSAA'nın katılaştırılması için radyoaktif sıvı, 300°C ile 900°C sıcaklıklarda buharlaştırılır ve kurutulur. Kalan toz, fisyon ürünleri ve TRU elementlerden oluşmaktadır. Kurutma sonunda elde edilen toz, 1/5 oranında borosilikat hamuruyla karıştırılarak(bor asidi ve silis asidiyle birlikte) yaklaşık 1100°C' de pişirilerek camlaştırılır. Elde edilen madde; ısıya, kimyasal reaksiyonlara, aşınmaya, mekanik gerilmelere ve radyasyona çok dayanıklı olan, ateşe dayanıklı pyrex camına benzeyen boron silikat camıdır. 40°C sıcaklığındaki yeraltı suları ile devamlı temasta bulunması halinde bile, aşınma ve erozyon ile kalınlığından 1 mm kaybetmesi yüzlerce yıl sürecektir.

Camlaştırılmış YSAA, korozyona dayanıklı, paslanmaz çelik tanklar içine kaynakla kapatılarak, su havuzlarında veya hava ile soğutulmuş depolarda 30 ile 50 yıl kadar kontrol altında depolanır. Camlaştırılmış artıklar çeşitli ülkelerde, derinlerdeki tuz oluşumları içinde, doğal havalandırılmalı galerilerde, kristal kayalar ve sediment kayalar içine veya deniz dibine gömülebilmektedir.

Nükleer atık, katı cam misketler haline dönüştürülüp betonla kaplandıktan sonra paslanmaz çelik fiçılar içerisine koyularak, deniz dibindeki akıntıların yavaş hareket ettiği, katmanların yüzlerce feet kalınlığında jeolojik olarak kararlı olan binlerce feetlik derin su tabakalarına gömülebilmektedir. Ancak, Almanya ve Hollanda; nükleer atığın gemi konteynırlarının içinde taşınması sonucunda, yüksek seviyeli radyasyon yayarak yakınındaki kişileri tehlikeye atması ve iletim fiçılarından radyoaktif sızmaların olması sebebiyle yüksek seviyeli artıkları gemiyle taşıma olayında kuşku duyulmaktadır(Earth Island Journal, 1999c).

Aşağıda, uluslar tarafından Orta Atlantik Pasifik denizine gömüldüğü raporlanmış radyoaktif malzemelerin toplamaları gösterilmiştir(U.S News&World Report, 1993).

Sovyetler Birliği	2.5 milyon curie	Hollanda	9082
Britanya	948.042	Japonya	417
İsviçre	119.441	İsveç	88
ABD	94.598	Yeni Zelanda	28
Belçika	57.306	Almanya	5
Fransa	9.551	İtalya	5

Denize gömülme olayından farklı olarak, ABD sitelerindeki radyoaktif metaller, radyoaktif ve inorganik toksit karışımlarını tutan çelik ve beton tanklar halinde toprağın altına gömülmektedir.

Ancak; sezyum ve stronsiyum gibi atık elemanlarının radyoaktif bozunumu ile üretilen yüksek enerjili gama ışınlarının, tankların içerisindeki mineralleri radyoaktif hale getirerek organik bileşenlerini bozması ve onların olduklarından daha hızlı bir gaz haline dönüştürmesi sonucu, yer altı tanklarında bir çok problem ortaya çıkar.

ABD'deki en büyük atık depolama sitesi 177 konteynır içinde 54 milyon galon atık bulunan Hanford' un güvenlik şartları üzerinde çalışan Donald M. Camaioni,(Richland' daki kuzeybatı Pasifik ulusal laboratuarda çalışan bir bilim adamı) Hanford'daki tanklar içindeki hidrojenin, delikler içerisinden kaçarak basınç ve gaz tutuşma tehlikesi oluşturduğunu tespit etmiştir(Wu, 1999).

Bunun üzerine, Kamat, Gray ve Zacheis; alüminyum-oksit içeren basit bir sistem üzerinde çalışmalar başlatmışlardır. Hekzaklorobenzenli(organik kirlilik) minerallerin hacim parçacıklarını



(nanometre) boyayıp gama ışınlarına karşı toza tutarak, enfrarujlu ve ultraviole spektroskopi kullanıp, heksoklorobenzen ayrışmasını kontrol etmişlerdir. Kamat'a göre alüminyum, yüksek enerjili radyasyona maruz kaldığı zaman gama ışınları, parçacıktaki elektronları etkileyerek yörüngelerinden uzaklaştırarak pozitif ve negatif yükleri ayırır. Yüklü alüminyum, yüzeydeki heksoklorobenzenden klor atomlarını ayırır. Sonuçta; çok düşük konsantrasyondaki organik maddelerin kendiliklerinden ayrışamamaları sebebiyle, organik maddeleri ayrıştırmak için alüminyum gibi bir katalizörün kullanılması gerektiğini öne sürmüşlerdir.

1988 yılından beri geliştirilen nükleer artıkların yok edilmesi için düşünülen bir proje de, bu artıkların uzay boşluğuna fırlatılmasıdır. Rusya tarafından üretilen şans projesi adı verilen bu proje, dünyanın nükleer güç santrallerinden üretilen yaklaşık olarak 100 tonluk uzun ömürlü radyo-çekirdeklerin uzay içerisine gönderilmesiyle atık probleminin ortadan kaldırılabileceği düşünülmektedir(Earth Island Journal, 1992b).

Şimdiki teknolojiye ise; 450 kg camlaştırılmış YSAA içeren 150 litre hacminde ve 3 mm et kalınlığındaki Cr-Ni çeliğinden yapılmış silindrisel kabın 100 mm kurşun ve 6 mm titanla kaplanması öngörülmektedir. Yeni gömülen artıkların sıcaklığının 60°C olmasından dolayı, yeraltı suları şartlarındaki aşınma şiddetinin 0,0013 mm/yıl özelliğine sahip olan titanın; ancak 100 yılda normal çevre sıcaklığına inebileceği ve sadece 6 mm'lik küçük bir kısmının bile 4000 yıl dayanabilmesi sebebiyle kaplama malzemesi kullanılması öngörülmektedir. Kaplama malzemesi olarak bir diğer alternatif, en az bu kadar sene dayanması beklenen 10 cm kalınlığındaki kurşunla kaplamadır.

Bu şekilde takviyeli çelik kaplara koyulan camlaştırılmış artıklar, toprağın birkaç yüz metre derinliğinde uygun jeolojik oluşumlar içine açılmış galerilere koyulur. Galeri girişi, kaya veya yeraltı suyunun depoya ulaşabilmesini engellemek için ıslandığında şişerek suyun geçişini zorlaştıran kil tabakasıyla doldurulup sıkıca kapatılır.

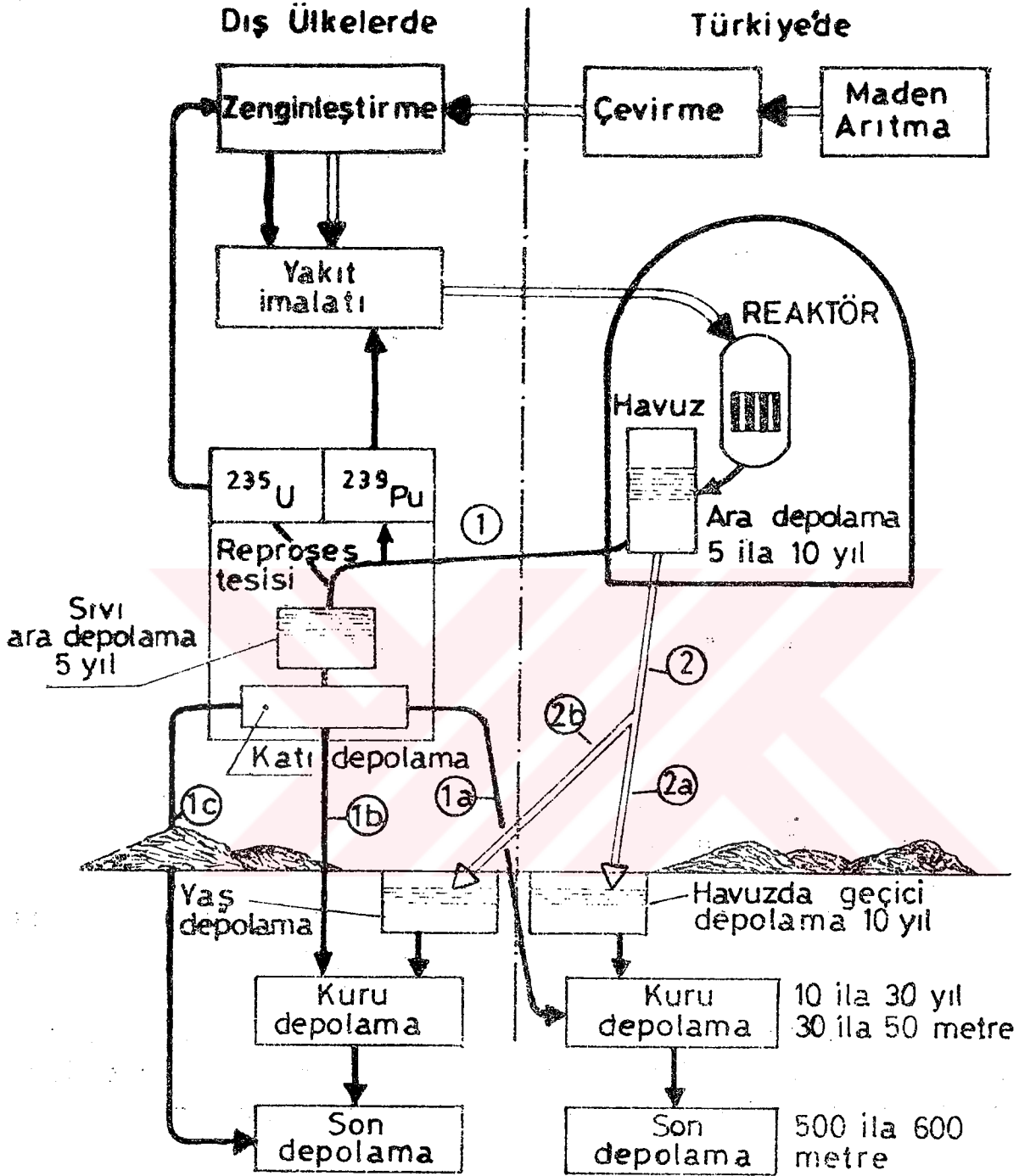
ABD'de, nükleer artıkların camdan çıkarılabilmesi fikrinden doğan yeni bir araştırma yapılmıştır(Raloff, 1992). Bu yeni araştırmada; borosilikat camın üzerine suyun yavaş yavaş damlatılmasıyla, mikroskobik mineralize edilmiş kolay kırılabilir ince cam tabakalar haline dönüştürülmesi amaçlanmıştır. DOE çalışmalarına göre; suyla taşınan küçük parçaların bazılarının umulmadık şekilde radyo-çekirdeklerin zenginleştirilmiş konsantrasyonlarını taşıdıkları bulunmuştur.

Geçmiş beş yıl içinde John K.Bates'in takımı; paslanmaz çelik bir kap içine asılmış cam üzerine her hafta yaklaşık bir damla su damlatmışlardır. Su, içine koyulan kap içinde toplanan neptinyum, amerikyum ve plütonyum içeren yarım inç çaplı camsı silindir üzerinden geçirilmiştir. 39 haftalık bir periyot boyunca kap içinde toplanan suyun filtrelenmesiyle, su içinde mineral brockite içeren çamurumsu plütonyum ve amerikyum keşfedilmiştir.

Yeniden işlem uygulaması; hızlı reaktörlerin kullanılmasını mümkün kılması(dünya uranyum rezervleri 50 ile 80 kere fazla iş görmesine sebep olur), plütonyumun LWR'lerinde kapalı çevrimi % 30 kadar yakıt ekonomisi sağlaması, yeniden işlem sonucu ortaya çıkan YSAA' da 10 ile 200 kere daha az TRU element bulunmasını sağlaması ve son depolamanın daha kolay yapılabilmesi sebeplerinden dolayı bir çok ülke tarafından tercih edilmektedir.

Yaş depolama, nükleer santrallerin çoğunda kısa vadeli bir çözüm olarak uygulanmaktadır. Santrallerdeki havuzlar dolduktan sonra, kullanılmış yakıtlar, özel olarak hazırlanmış bir alanda 30 ile 50 m derinlikte, tercihen kuru depolama şeklinde yeniden geçici olarak depolanmaktadır.

Şekil 4.12'de; Türkiye gibi ülkelerde kullanılmış yakıtlara ve radyoaktif artıklara uygulanabilecek değişik alternatifler gösterilmektedir. Bu şekilden görüleceği gibi, kullanılmış yakıtların geçici olarak depolanması veya bir süre bekletildikten sonra dış ülkelerde yeniden işlem yaptırtma gibi iki alternatif söz konusudur.



Şekil 3.9 Türkiye için mümkün olan yakıt çevrimi alternatifleri (Aybars ve Bayülken, 1992)

### 3.4.2 Alçak ve orta seviyedeki aktif artıkların depolanması

Nükleer reaktörlerde zarfı bozulmuş yakıt elemanlarından dışarı kaçan fisyon ürünleriyle, kullanılmış yakıtların dışındaki artıkların hemen hemen hepsi OSAA ve ASAA sınıfına girer. Ayrıca, yeniden işleme tesislerinde yakıtların eritilmesi sırasında serbest kalan iyot, kripton, trityum

gibi gaz artıklar, zarf yontukları ve bir miktar TRU element içeren organik eritici sıvılar da bu sınıfa girer.

Genellikle, gaz ve sıvı haldeki artıklar; filtreleme, iyon değiştirme ve buharlaştırma suretiyle katı hale sokulur. Daha sonra öğütülerek çimentoyla karıştırılır ve fiçılara doldurulur. Sıkıştırılabilen katı artıklar, sıkıştırıldıktan sonra bidonlara konulur. Metal kırıntıları ise, ufak parçalara kesildikten ve çimentoyla karıştırıldıktan sonra bidonlara doldurulur. Böylece artıklar; toprağa, özel kaplar içinde denize ve özel depolarda gömülmeye hazır duruma gelir.

ABD’de artıkların insan hastalıklarına sebep olmaması için; Washington, Nevada ve Güney Carolina vb. şehirlerde sık toprağa gömme sitelerinde depolanması öngörülmüş ve Aralık 1980’de çıkarılan 96-573 şehir kanunu ile düşük seviyeli radyoaktif artık politika yasasına göre, her bir sitede üretilen düşük seviyeli artıkların yok edilmesi sitenin sorumluluğu olarak belirlenmiştir (Handee, 1986).

Son on yıl içinde ABD’nin Los Alamos ulusal laboratuvarındaki ve Cenevre yakınındaki Avrupa Parçacık Fiziği Araştırma Merkezindeki(CERN) bilim adamları tarafından radyoaktif artıkların idaresi için yapılan bir çalışma da; plütonyum stoklarını yok edip nükleer terörizm tehlikesini en aza indirecek, tehlikeli artıkların miktarını azaltacak ve bu atık stoklarını yeraltında problemsiz bir şekilde saklanabilmesini sağlayacak dönüştürme(transmütasyon) yöntemidir. Bu yöntem; uzun yarı ömürlü radyoaktif elementlere bir iki nötron eklenmesiyle tamamen kararlı ve zararsız maddeye dönüştürme prensibine dayanır. Örneğin, CERN araştırmacılarının gerçekleştirdiği gibi; her yıl dünyadaki reaktörlerden yaklaşık 6 ton üretilen, suda kolayca çözünebildiğinden dolayı gıda zinciri yoluyla insana bulaşma açısından önemli bir yere sahip olan ve yarı ömrü 200000 yıl olan teknyum-99 izotopuna bir nötron ilave ederek bozunuma uğratılması sağlanarak, yarı ömrü 15,8 saniye olan teknyum-100 elementi elde edilmiş ve bu elementin de yine saniyeler içinde bozunuma uğramasıyla kararlı ve zararsız bir madde olan rutenyum-100’e dönüştürülmesi sağlanmıştır.

Plütonyum ve uranyum gibi TRU elementlerinde ise, nötron yakalayıp dönüşüm geçirmek yerine, kısa ömürlü radyoaktif ürünlere bölünmekte ve böylece, daha kısa bir süre için yer altı depolarında saklanması sağlanmaktadır.

Ancak, bu yöntemde; radyoaktif artık malzemenin nötron yakalatılarak bozunuma uğratılması için nötronun, izotopun nötronu yakalayabileceği rezonans düzeyine ulaştırılması güçlüğü ortaya çıkmıştır. İzotopun nötronu yakalayabilme şansı ancak yüksek rezonans enerji seviyelerinde daha fazla olduğundan dolayı, yüksek enerjili nötronların üretilmesi için; eskilerine göre daha küçük, güvenilir ve elektrik şebekesinden aldıkları gücün %50'sini parçacık demeti şekline dönüştürebilen yeni nesil parçacık hızlandırıcıların kullanılması gerekmektedir.(Eski parçacık hızlandırıcıları ancak %5'ini kullanabiliyordu)

Bir dönüştürme makinesinin şu şekilde çalışması düşünülmektedir:

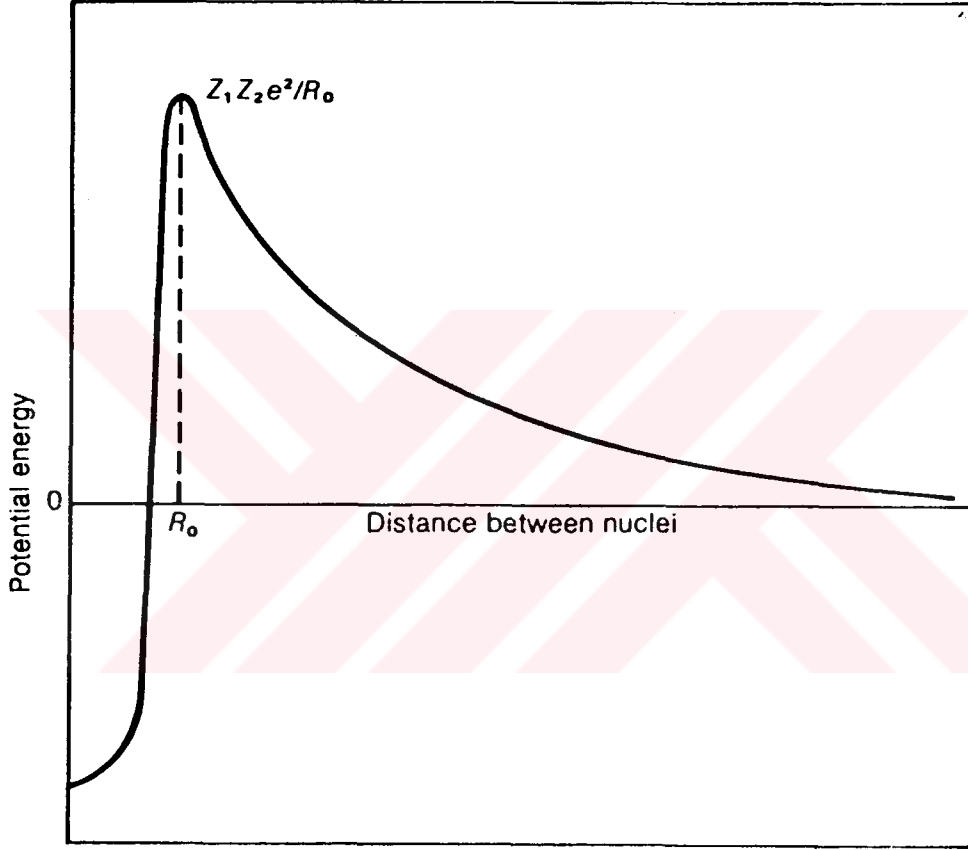
Radyoaktif izotoplar tıka basa uzun borulara doldurularak büyük bir kurşun blok içinde hazırlanmış yuvalara indirilir. Hızlandırıcıdan gelen proton demetinin kurşun blok üzerine nişanlanmasıyla, protonların çarpışmasıyla TRU' leri parçalamaya yetecek enerji düzeylerine sahip nötron yağmuru sağlanır. Nötronların kurşun çekirdeklerle çarpışmasıyla, enerjilerinin azaltılarak teknetyum-99 gibi izotopların rezonans enerji düzeylerine ulaştırılmasıyla dönüşüm gerçekleşir.

Kurşun bir yandan sisteme nötron üretirken, diğer yandan soğutucu görevi görmektedir. Çekirdek parçalanmalarının yaratacağı ısı, kurşunu eritecek ve reaktör kabı içinde yükselmesini sağlayacaktır. Yükselen kurşun daha sonra bir ısı değiştirgecinden geçirilerek soğutulur ve tekrar aşağıya çökmesi sağlanacaktır. Atık ısı ise, elektrik enerjisine dönüştürülecektir.

Kurşunun konveksiyon yoluyla soğutmada etkili olmasına karşın, son derecede aşındırıcı bir madde olması birtakım problemler doğurmuştur. Ama bu problemler, Rus deniz kuvvetlerindeki bazı denizaltılarda kullanıldığı gibi; kurşuna basınçlı oksijen karıştırılmasıyla, eriyik metale karışan oksijen köpüklerinin reaktör duvarındaki metal bileşiklerini, koruyucu ve hatta kendi kendini tamir edebilen ince bir oksit tabaka haline dönüşmesi sağlanmıştır. Böylece makine, plütonyum ve santral atıklarından oluşan yükünü üç yıl kadar pişirebilecektir. Bu işlemde geriye kalanlar, Argone Ulusal Laboratuvarında(Idaho) geliştirilen sıcak kimyasal ayrıştırma diye adlandırılan bir teknikle yeniden işlenecekleri yere gönderileceklerdir. Bu ayrıştırma sürecinde atık, erimiş bir elektrolit haline getirilerek parçalanmamış TRU zerreciklerinin son derece yüksek bir sıcaklıktaki elektrotlarda toplanması sağlanır. Kapandan kurtulmuş TRU parçaları ise, eriyikte kalmış olabilecek başka uzun ömürlü izotoplar ve yeni atıklarla birleştirilerek bir kez daha pişirilmek üzere dönüştürme makinesine geri gidecektir(Gürdilek,1999).

#### 4. NÜKLEER FÜZYON

Nükleer füzyon; çekirdek pozitif elektrik yükü taşıdığından dolayı elektrostatik itici güçler tarafından oluşturulan Coulomb bariyerinin, iki çekirdeğin birbirine uygun hızlarda yaklaştırılması yoluyla, çekici güçlerin devreye girmesi sağlanarak bariyerin aşılp iki çekirdeğin birleşmesi prensibine dayanır(Şekil 4.1).



Şekil 4.1 Çekirdekler arasındaki uzaklık ve coulomb potansiyel enerjisinin değişimi(Marshall, 1983a)

Atom çekirdekleri arasındaki mesafe yaklaşık olarak  $10^{-10}$  m(çekirdeğin kendi büyüklüğünün yüz bin katına eşit) olduğu zaman, iki atom bir çekirdek oluşturmak için yan yana gelebilir. İki çekirdeğin birleşmesi sonucunda büyük miktarda enerji açığa çıkar. Yıldızlar ve güneş enerjilerini füzyon reaksiyonlarından sağlar.

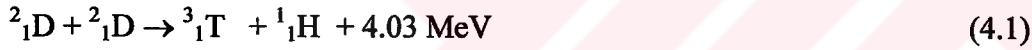
Normal yıldızların merkezindeki yüksek sıcaklık, çekirdeklerin uygun hızlarda çarpışmasına yol açarak füzyon reaksiyonunun başlamasına neden olur. Füzyon reaksiyonlarının başlatılabilmesi

dolayısıyla, Coulomb bariyerinin aşılması için gereken kinetik enerji termal olarak türetildiğinden dolayı yöntem, termodinamik füzyon olarak adlandırılır.

Düşük atom numaralı çekirdeklerin coulomb potansiyelinin, ortalama termal enerjiden daha yüksek bir değerde yaklaşık olarak 1MeV olduğundan dolayı, bariyeri aşabilmeleri için coulomb potansiyelinin üstünde bir enerjiye sahip olmaları gerekmez. Kısaca; nükleer füzyon kesiti coulomb potansiyeline göre bir eşiğe sahip değildir.

#### 4.1 Füzyon Reaksiyonları

Füzyon reaksiyonlarında, iki hafif çekirdeğin birleşmesiyle daha ağır bir çekirdek oluşur. Tipik laboratuvar füzyon reaksiyonlarında hidrojenin iki izotopu ve kendisi kullanılır. Hidrojenin izotopları; biri çekirdeğinde bir proton ve bir nötronu bulunan ve  $^2_1\text{D}$  ile gösterilen döteryum ve çekirdeğinde bir proton ve iki nötron bulunan  $^3_1\text{T}$  ile gösterilen trityumdur. Üç tipik füzyon reaksiyonu aşağıda gösterilmektedir.



(4.1) eşitliğindeki reaksiyon ürünü, bir proton ve bir trityumdur. (4.2) eşitliğinde ise, helyumun bir izotopu ve nötron açığa çıkmıştır. Hidrojen ve izotopu döteryum doğada bol miktarda bulunur. Suda bulunan 6500 hidrojenden biri döteryum halindedir. Bir litre normal suda yaklaşık  $3.4 \times 10^{-5}$  kg döteryum bulunur. Yukarıda verilen reaksiyonlarla bir litrede bulunan döteryum kullanılarak açığa çıkacak olan enerjiyle 7 ton suyu  $0^\circ\text{C}$   $100^\circ\text{C}$  getirmek olasıdır. (4.1) eşitliğindeki reaksiyon ürünü olarak çıkan proton ve trityumun toplam kütlesi, iki döteryumun toplam kütesinden fazladır. Aradaki farkı  $\Delta m$  ile gösterirsek, reaksiyon sonunda kütle kaybından çıkan enerji,  $\Delta m \cdot c^2 = 4.03\text{MeV}$ 'tur.

(4.3) eşitliğindeki reaksiyon için, doğal olarak bulunmayan, hidrojenin izotopu olan trityum gerekir. Bu reaksiyonun olabilirliği, ilk iki reaksiyona göre daha fazladır.



Füzyon reaksiyonları, termonükleer sıcaklıklara göre 1-100keV enerjili hafif elementlerin izotopları arasında oluşur. D-T reaksiyonu en hızlı termonükleer yöntemi olup, çoğu füzyon reaktörlerinde bu yöntem kullanılır.

Reaksiyon olabilirliği; iki atom çekirdeğinin etkileşebilmeleri için, birinin diğeri tarafından bombalanmasındaki hedef alan olan etkileşim arakesitiyle ve reaksiyon hızıyla orantılıdır. Füzyon reaksiyon hızı şu şekilde hesaplanır;

$$R_{DT} = n_D n_T \sigma v \quad m^{-3}s^{-1} \quad (4.4)$$

(4.4) eşitliğinde;  $n_D$ ,  $n_T$  sırasıyla döteryumun ve trityumun bir metre küp içindeki sayılarını,  $\sigma$  etkileşim arakesitini,  $v$  iki parçacığın birbirlerine göre hızlarını ifade eder. Reaksiyon hızının birimiyse, bir metre küplük bir hacimde bir saniyede olan reaksiyon sayısıdır. Etkileşim arakesitiyle hızın çarpımı temel parametredir.

(4.4) eşitliğine göre, reaksiyon hızının parçacıkların hızı ile doğru orantılı olduğunu görüyoruz. Döteryum-trityum (D-T) reaksiyon hızı döteryum-döteryum (D-D) reaksiyon hızından, sıcaklığın 100keV'den daha düşük olduğu bölgede, yaklaşık yüz kez yüksektir. Üç temel füzyon reaksiyonunu topladığımızda, her D-D reaksiyonu sonunda yaklaşık  $(5/2) \times 24.9 \text{ MeV}$ 'lik enerji açığa çıkar. Dolayısıyla, D-D reaksiyonu sonunda elde edilecek enerji, füzyon reaksiyon hızını da kullanarak kolayca hesaplanabilir. Buna göre;  $1 \text{ MeV} = 1.6 \times 10^{-13} \text{ J}$  ve  $1 \text{ W} = 1 \text{ Js}^{-1}$  olduğundan 100keV sıcaklığında bir metre küpte D-D reaksiyonlarıyla elde edilecek güç  $3.0 \times 10^{-35} \text{ no}^2 \text{ Wm}^{-3}$  olarak hesaplanır. Normal sıcaklık ve basınç altında bir metre küplük hacim içinde bulunan döteryum sayısı  $n_D = 10^{25} \text{ m}^{-3}$ 'tür. Bir metre küp döteryum, füzyon reaksiyonlarında kullanılırsa elde edilecek güç,  $3.0 \times 10^{16} \text{ Wm}^{-3}$  olarak bulunur. Günümüzde kullanılan büyük bir nükleer reaktör, yaklaşık olarak 1000 MW (Mega Watt) gücündedir. Bu hesaptan da anlaşılacağı gibi, bir metre küplük termonükleer materyalin 100keV'de üreteceği güç, yüz milyon nükleer reaktörün üreteceğine eşdeğerdir. 100keV yerine 10keV sıcaklığı düşünürsek, bu miktar yaklaşık olarak 35 kat düşer. Laboratuar ortamında bu miktara ulaşmak doğal olarak olası değildir. 100keV yaklaşık olarak 100 milyon dereceye karşılık gelir. Bahsedilen termonükleer yakıt kullanıldığında ortaya çıkacak basınç ise yaklaşık 1.7 milyon atmosfer basıncına eşittir.(Çakır, 1994)

#### 4.2 Laboratuardaki Termonükleer Reaksiyonlar ve Plazma

Evrende maddenin % 99,9'u, katı, sıvı veya gaz halinde olmayıp plazma halindedir. Plazma hali, katı bir maddenin ısıtılması yöntemiyle elde edilir. Katı bir madde ısıtılarak, önce sıvı ve sonra gaz haline dönüştürülür. Gaz halinin de ısıtılmasıyla, atom yapısındaki düzen bozulur ve elektronlar, yörüngelerini terk ederek serbest hale gelir. Nötr atomlar artı elektrik yüklü iyonlara dönüşür.(iyonlaşma) Sonuçta elde edilen ortam, tamamen iyonlaşmış atomlardan ve elektronlardan oluşur. Plazma halindeki madde termonükleer reaksiyonların oluşumu için gerekli ortamdır. Evrende yıldızlar ve yıldızlar arasındaki ortamda madde, plazma halindedir. Yıldızlardaki füzyon reaksiyonu, plazmanın yüksek sıcaklığı ve gravitasyonel güçleri yardımıyla oluşturulur. Plazma sıcaklığının yüksek olması, füzyon reaksiyonunun olma olasılığını artırır. Yıldızlarda oluşan füzyon reaksiyonlarının dünyada uygulanabilmesi için birçok problemin çözülmesi gerekir.

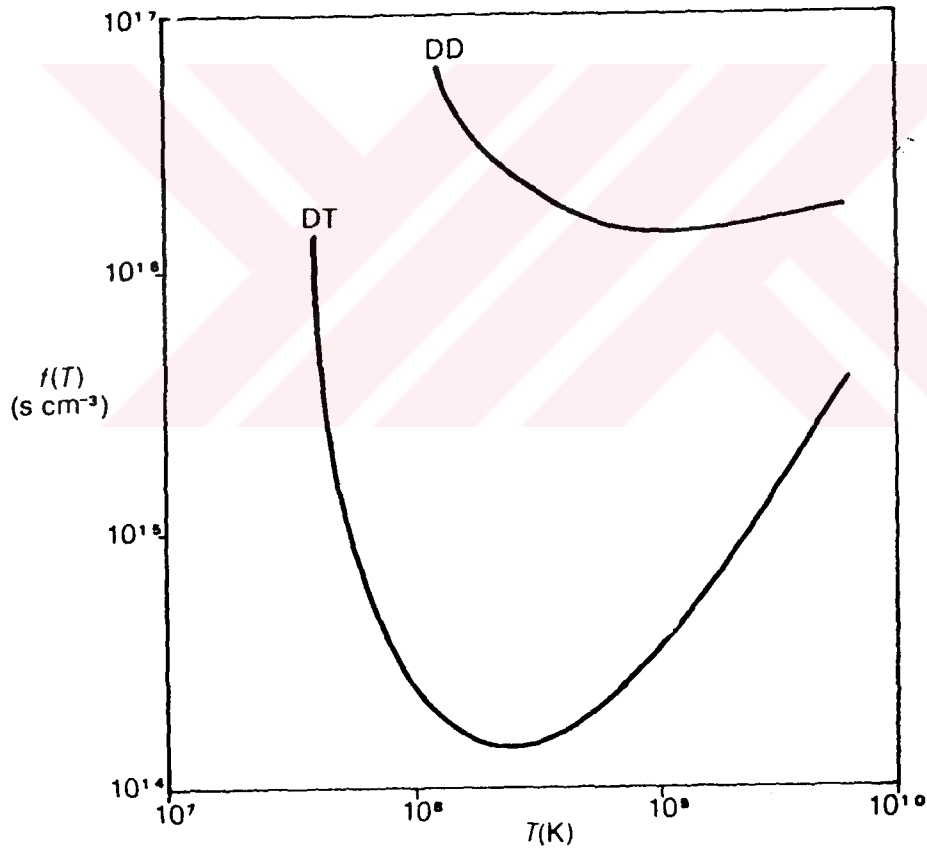
Bir yıldızın merkezinde sıcaklıkla tepkiyen malzemeyi yutan gravitasyonel güçler, yavaş termonükleer reaksiyonların kullanılması gereken son derece yüksek yoğunluklara ve basınçlara dayanabilir. Dünya üzerinde bunun gibi gravitasyonel güçlerin üretilme yolu olmadığından dolayı, bu problem; artan enerjiye dayanabilecek yüksek derecede bir termal izolasyona sahip plazmanın kullanılmasıyla çözülebilir.

Gravitasyonel kaplamanın kullanılması için yetersizliğimizden doğan ikinci bir dezavantaj vardır. Termonükleer reaksiyon değerindeki herhangi bir azalma, enerji serbest kalışıyla dengelendiğinden dolayı normal yıldızın kalbi termal olarak kararlıdır. Bunu dünyaya uygulayabilmek için, sıcaklıkla artan(yüksek bir sıcaklıkta füzyon olasılığı arttırılabilir) spektrumun x-ışını bölgesindeki doğal plazma radyasyonu sağlanabilir.

Yüksek sıcaklıktaki plazma içindeki parçacıkların çarpışmadan önceki hızları saniyede binlerce kilometredir. Parçacıklar kendi aralarında çarpışmaya fırsat bulmadan, bulundukları kabın çeperlerine çarpıp enerjilerini yitirir. Eğer kontrollü füzyon amaçlanıyorsa, plazma bir kap içinde yeteri kadar sıcaklıkta ve yoğunlukta belirli bir süre tutulmak zorundadır. Dolayısıyla çok önemli bir parametre olan koruma kalite parametresi, plazma yoğunluğu ile tutulma süresinin çarpımına eşittir.(n.τ) Laboratuarlarda tipik plazma yoğunluğu  $1. \times 10^{21} \text{m}^{-3}$  mertebesinde. Dolayısıyla, füzyon reaksiyonlarının olabilmesi için gerekli tutulma süresi bir saniye kadardır.

Plazma kaplamasının yapım problemi, uygun termal izolasyon ve yüksek sıcaklık maddesinin izolasyonu ve üretimidir. Hafif elementlerden yapılan sıcak bir plazma, elektronlar ve tam olarak iyonlaşmış atomlar veya çekirdek içerir.

Plazma için gerekli olan izolasyon değeri; sıcak plazma içindeki toplam ısıнын, toplam enerji kaybına bölünmesiyle elde edilen enerji kaplama zamanına göre tayin edilebilir. T sıcaklığındaki bir termodinamik dengede, n yoğunluklu bir plazmada net enerji üretimi için  $\tau_e$ 'nin maksimum değeri, Lawson kriteri olarak bilinen  $n \tau_e > f(T)$  eşitliğine göre ifade edilir.  $f(T)$  fonksiyonu; şekil 4.2'de gösterildiği gibi, T sıcaklığındaki iyonlar ve elektronların Maxwellian enerji dağılımı için hesaplanan özel füzyon reaksiyonlarıyla ilgilidir.



Şekil 4.2 D-T ve D-D füzyon reaksiyonlarının gerçekleştirilebilmesi için sıcaklığa bağlı olan  $f(T)$  fonksiyonu-Lawson kriteri(Marshall, 1983a)

Uzayda yıldızları tutan güçlü gravitasyonel alanlar, dünyasal şartlar altında oluşturulamadığından dolayı, güç alanıyla durdurulamayan plazma, çekirdeklerin tesadüfi termal hızına karşılık gelen bir

hızda büyüyecektir. Gereken sıcaklıklardaki bu termal hız,  $V_{th}$  yaklaşık  $10^6$  m/s'dir. 1 metre yarıçaplı bir plazma için, eylemsiz(inertial) kaplama zamanı ise;  $\tau_i \cong R/V_{th}$  yaklaşık  $1\mu s$ 'dir.

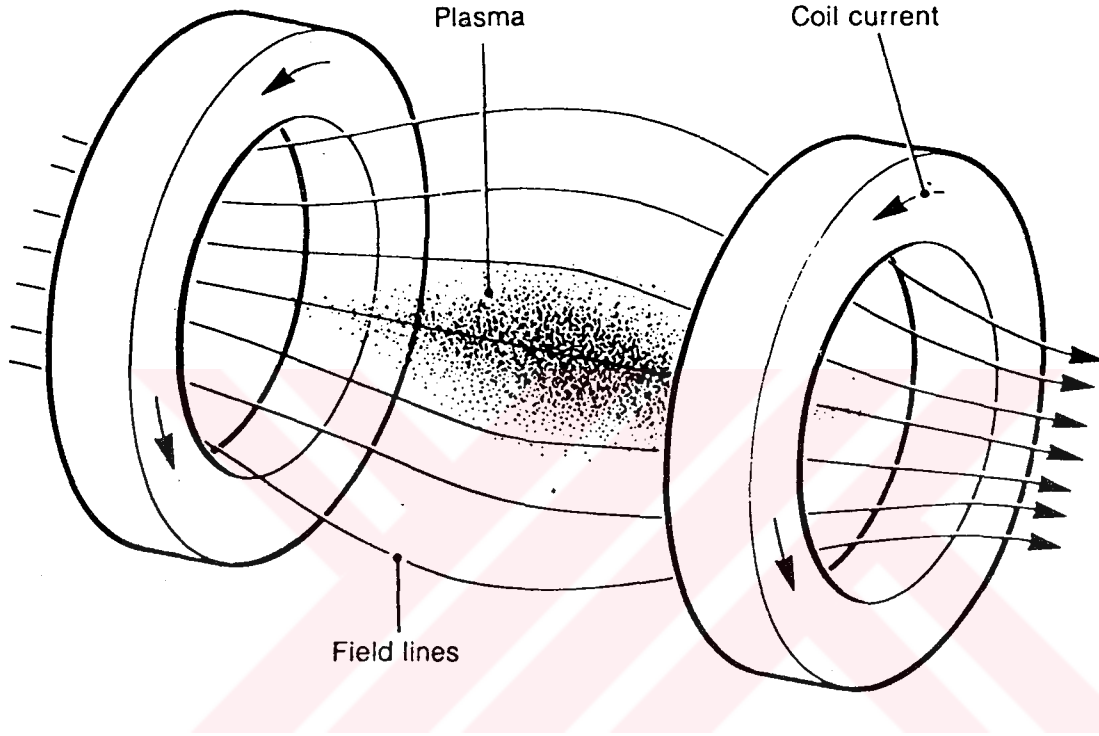
Yüklü parçacıklar içeren plazma, elektrik iletici olduğundan dolayı elektrik ve manyetik alanlardan etkilenir. Plazma dışının elektrik alanlarıyla kaplanması, plazmayı tamamen nötr yapacağından dolayı yeterince yüksek bir yoğunluk sağlanamaz. Zıt yüklü çekirdek ve elektronlar üzerindeki dış elektrik güçleri kesin olarak bozulur. Böyle bir olay, manyetik alanlarla yapılan bir kaplama için geçerli değildir. Manyetik alanlardaki negatif ve pozitif yüklü parçacıklar, dışarıya doğru manyetik alan yönünde düz helisel yörüngelerde hareket eder. Bu nedenle; uzun süreler için, plazmayı kaplayarak koruyacak uygun manyetik alan şekillerini(manyetik şişeler veya kapanlar-magnetic bottle or traps) tasarlamak mümkündür. Parçacık yörüngeleri; çarpışmalar, alan inhomogenities, türbülans ve değişik türlerin kararsızlıklarıyla bozuldukları zaman kaybolur. Fakat; kompleks manyetik topolojiyle plazma kayıpları uygun bir seviyeye azaltılabilir.

Manyetik kapanların, silindrsel geometrili açık hat ve torodial(torus şeklinde olan) geometrili kapalı hat olmak üzere iki manyetik alan şekli vardır. Açık hat sistemleri topolojik olarak basittir ve plazmanın uç kayıplarından dolayı zorlanır.(suffer) Kapalı sistemler ise, parçacık yörüngeleri üzerinde zıt etkilere sahip yarıçapsal alan gradyentlerine maruz kalır.

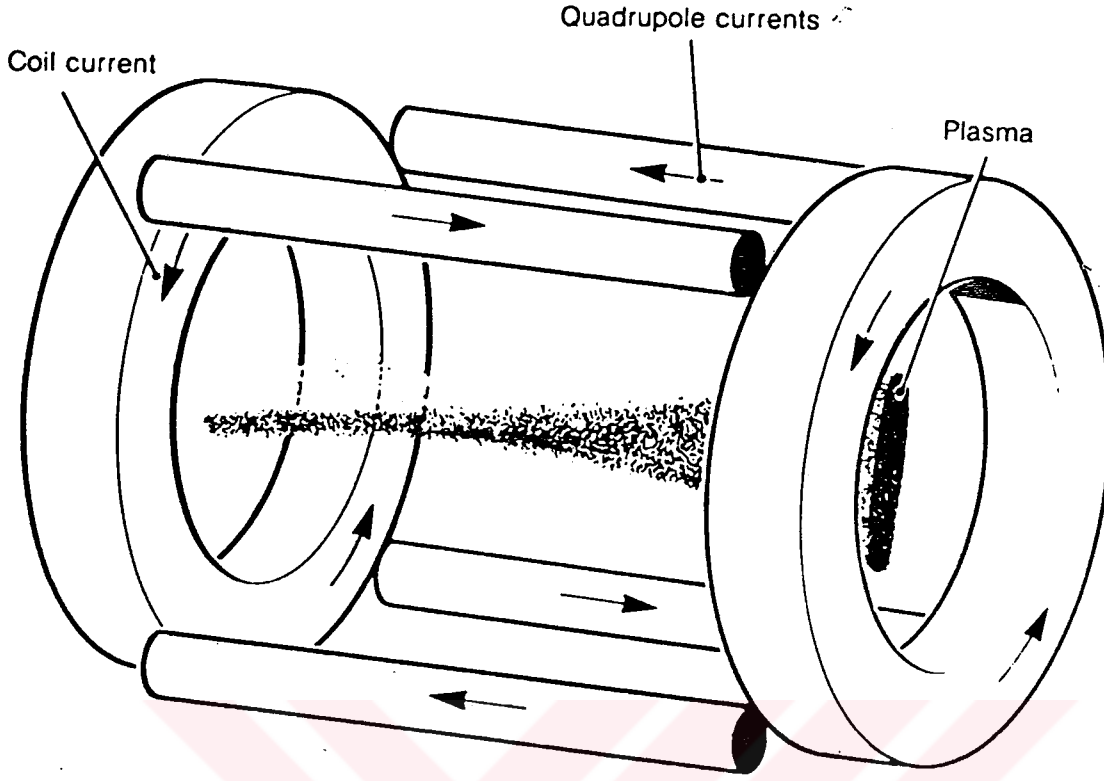
Açık hatlı sistemin bir örneği U.S.A'de öncülüğü yapılmış olan ayna makinesidir.(mirror machine) Plazma; yüklü parçacıkların çoğunu yansıtan manyetik alan eylemsizliğini arttıran bölgelere sahip, iki manyetik ayna arasında tutulur.

Her bir parçacık sabit bir manyetik momentli( $\mu = \frac{1}{2} m (V_{\perp}^2/B)$ ) akım devresi olarak davranır. ( $V_{\perp}$ ; B manyetik alanına enine olan hızdır) Paralel hız  $V_{\parallel}$  yeterince küçükse, parçacık; artan B bölgesindeki  $\mu B$  potansiyel bariyerini aşabilecek toplam enerjiye( $\frac{1}{2} m (V_{\perp}^2 + V_{\parallel}^2)$ ) sahip olamaz ve aynalar arasındaki daha düşük B bölgesine doğru geri döner.(şekil 4.3 ve şekil 4.4) Bu nedenle; ayna kaplaması  $V_{\parallel} / V_{\perp}$  hız oranına bağlı olur. Bu oran; diğer parçacıklı coulomb çarpışmalarıyla ve tirbülansdan dolayı oluşan elektrik alanı düzensiz değişimleriyle yeterince arttırılabilirse, parçacık ilk ayna içinden kaçarak sonraki aynayla karşılaşacaktır. Ayna kaplaması için koşul; hız vektörlerinin  $V_{\parallel} / V_{\perp}$  kritik değerine karşılık gelen kayıp-koninin(lose-cone) dışında kalması gerektir.

Ayna kaplaması, büyük ölçüde magnetosfer(geomanyetik alan ile içinden geçilen çap içindeki 10'lu sayılardaki toprak yarıçaplı bölge) üzerinde oluşur. Burada, toprak yüzeyinden birkaç yüz mil üstte bulunan doğal manyetik-ayna kapanları vardır. Bu radyasyon kemerleri, büyük ölçüde toplanmış yüklü parçacıklar içerir.

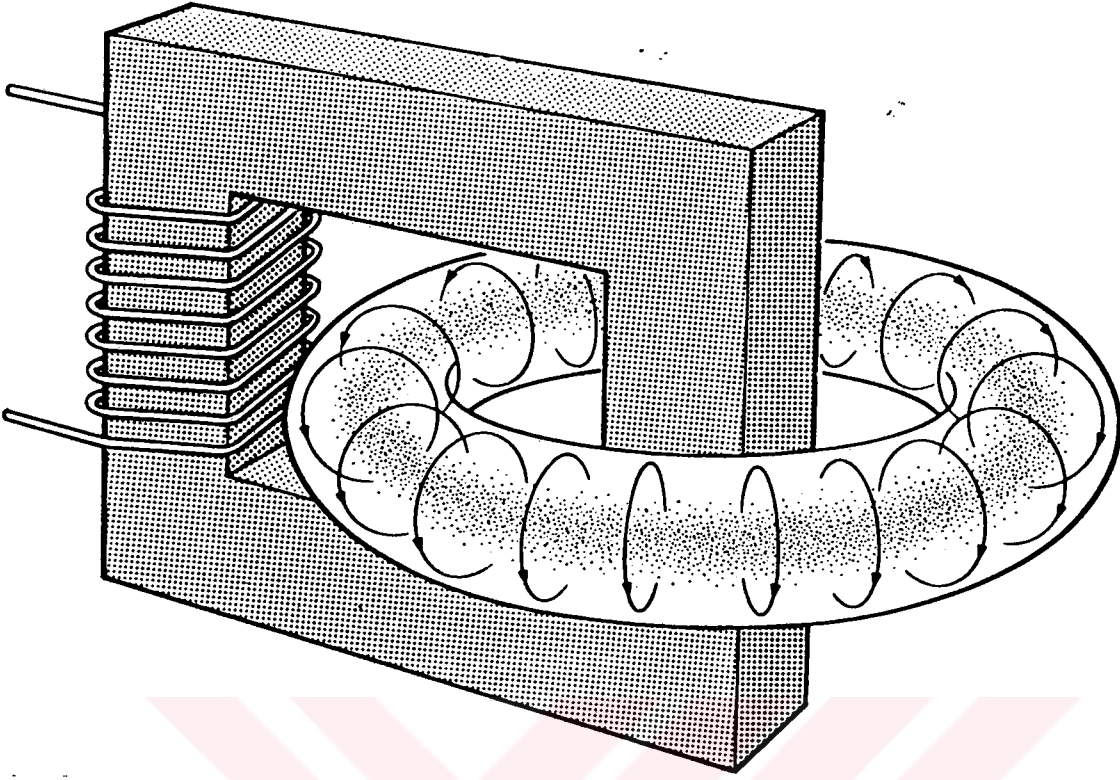


Şekil 4.3 Basit bir manyetik ayna kapağı(Marshall, 1983a)



Şekil 4.4 Manyetik alana eklenen B bobinli ayna kapağı(Marshall, 1983a)

Kapalı hatlı torodial kapanlarda(torus şeklindeki bobinlerin içinden akan akımla üretilen manyetik alan), akım taşıyan bir sıvı iletkenin kendi manyetik alanıyla  $\{B_0\}$  içeri doğru sıkılma etkisi(pinch etkisi) kullanılır. Kapalı bir hat kapanını yapmak için, sıkışmış akım kanalı torodial deşarj tüpü içerisine yerleştirilir. Bu olay; şekil 4.5’de görüldüğü gibi, tüpün içinden geçen manyetik akının değiştirilmesiyle de oluşturulabilir.

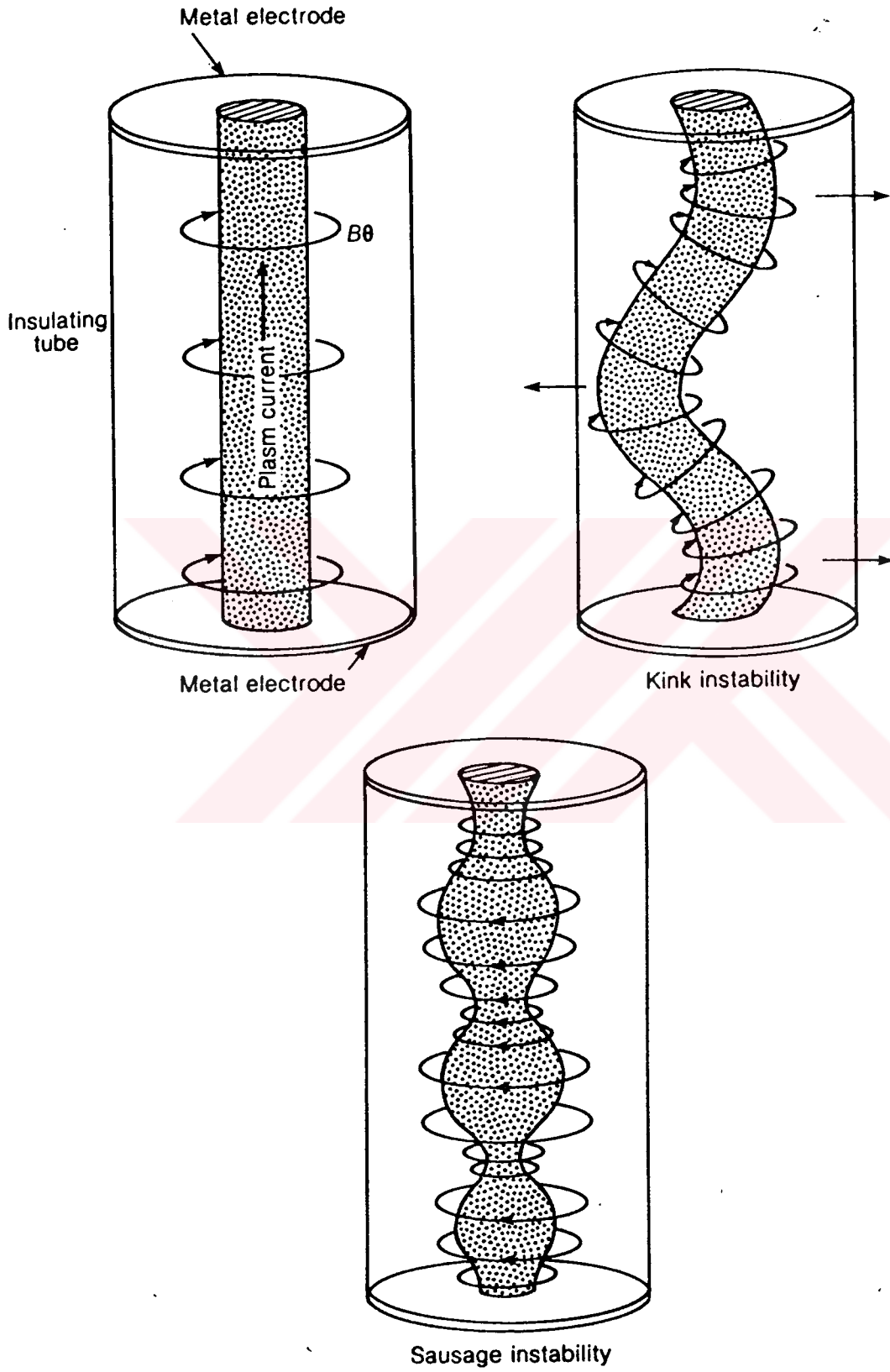


Şekil 4.5 Demir çekirdekli tetiklemeli transformatör ve deşarj-tüp torusundan oluşan torodial pinch etkisi(Marshall, 1983a)

Şekil 4.6'da gösterildiği gibi; manyetik hatların sıkıştırılmasından dolayı, manyetik basınçta büyük bir artış görülerek sosis(sousage) ve saç dolaşımı(kink) kararsızlıkları oluşur. Bu kararsızlıkların çoğunun şiddeti; torusun dairevi eksen yönündeki güç hatlarından biri olan torodial manyetik alanın( $B_\phi$ ) süper pozisyonu ile bastırılabilir. Plazma akımının alanıyla birleşen bunun gibi bir alan, küçük yarıçaplı( $r$ ) güçlü helisel manyetik hatlar üretir. Manyetik makaslama(magnetic shear) adı verilen bu olay, çok tehlikeli kararsızlık durumlarını kararlı yapar.

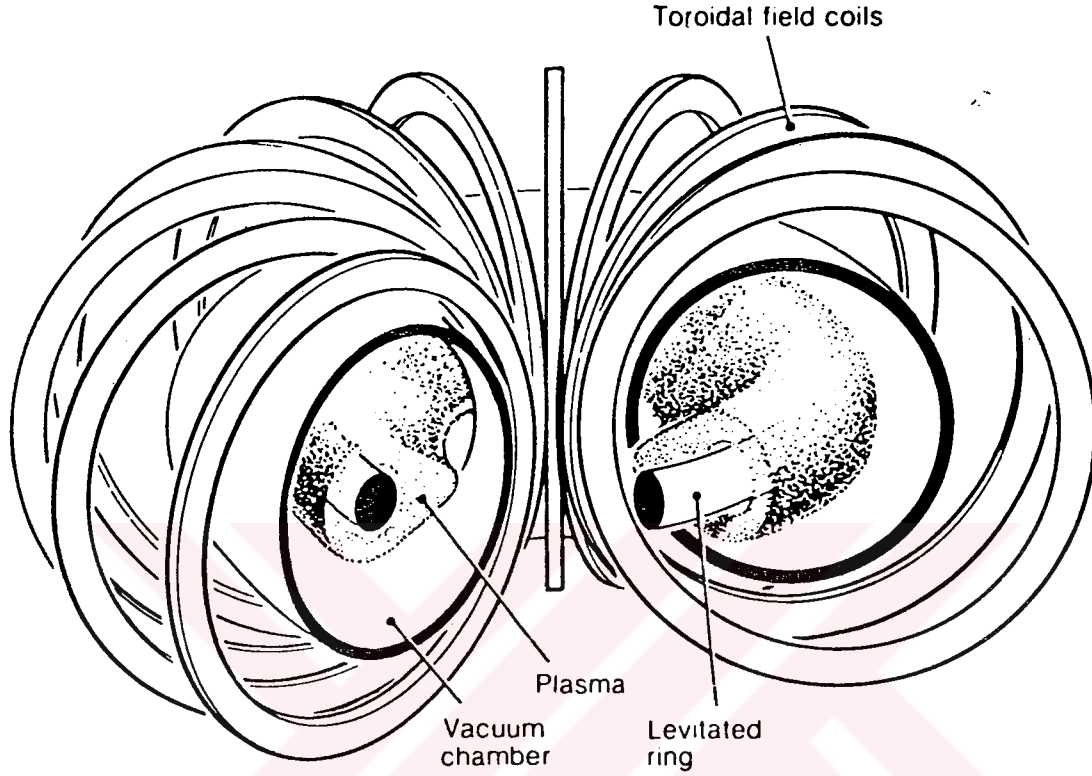
Kararlılık, süperbasınçlı torodial alanının arttırılmasıyla(torodial plazmanın görünüş oranı adı verilen-aspect ratio-  $B_\phi/B_\theta$ 'nin geometrik faktörü  $R/r$ 'yi aşması) düzeltilebilir. Bu karakteristik torodial manyetik hücre adı verilen tokamak fikridir.  $q = r B_\phi / (R B_\theta)$  manyetik alan hatlarının helozoniliğinin ölçümüdür. Torusun  $q = 1$  manyetik eksenli her devresini yuvarlaklaştıran bir dönüşü sahip hatta karşılık gelir.( $q$ ; güvenlik faktörüdür)





Şekil 4.6 Silindrsel pinch deşarjı ve tipik kararlılıklar(Marshall, 1983a)

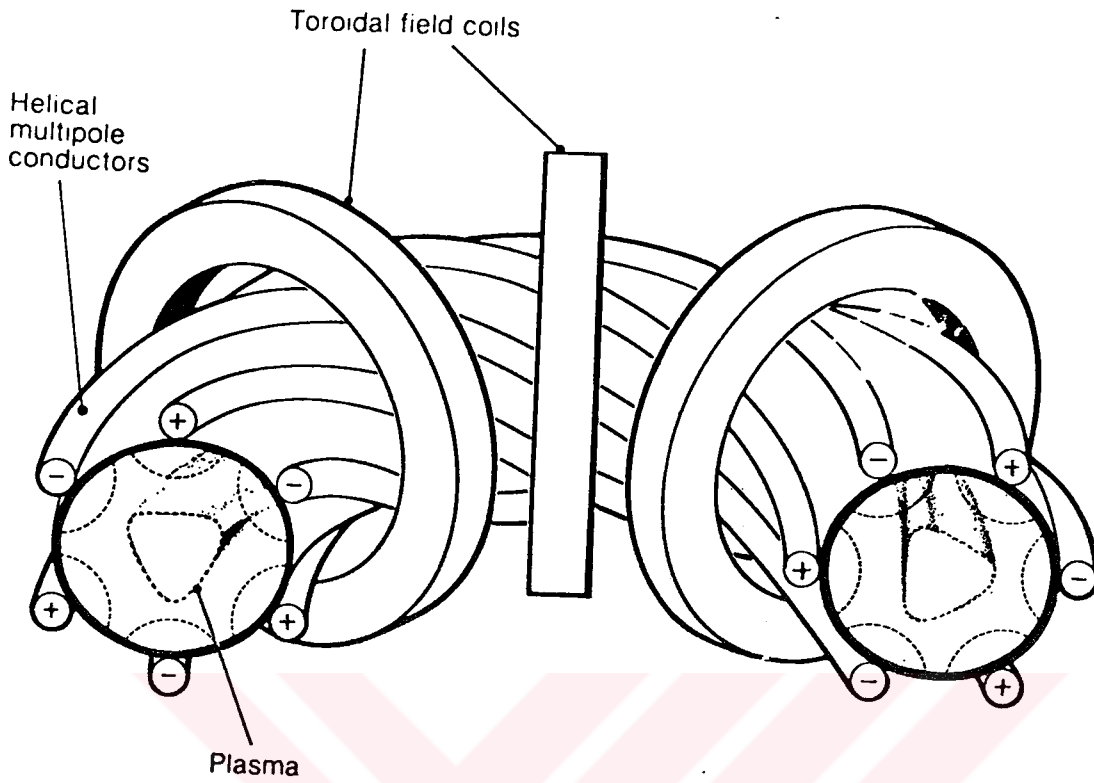
Bir diğ er torodial kapalı hat kapanlar geometrisi Őekil 4.7’de g sterildiđi gibi;  $B_0$  alanını torusun dairevi ekseninde bulunan bir  ember i inden akan akımla saptanan Levitron geometrisidir.



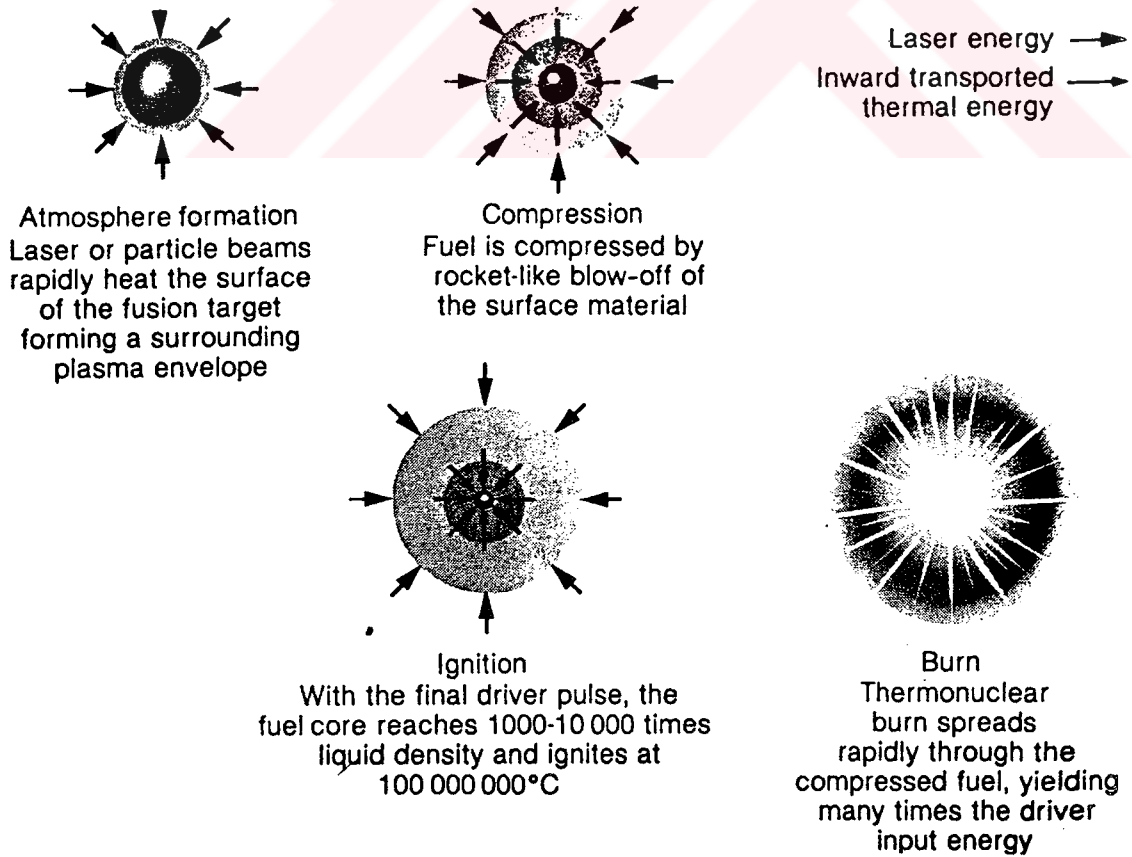
Őekil 4.7 Levitron geometrisi(Marshall,1983a)

Őekil 4.8’de de; torodial kapalı hat geometrisi olan ve polodial( $B_\theta$ ) ve torodial ( $B_\phi$ ) alanlarını, torodial t p n n dıŐındaki bobinler(coil) i inden akan akımla sađlayan Stellator kapanı g sterilmektedir. Polodial alan bileŐeni,  ok-kutuplu manyetik alan  retmek i in, komŐu iletkenlerdeki akımla ters y nde bir akım taşıyan helisel bobinlerle  retilir.

Plazmanın eylemsizlik kaplaması ( $\tau_i$ ) yarı apla orantılı olduđundan ve Lawson kriterinin  $n\tau$   retiminin minimum deđerini belirlediđinden dolayı, termon kleer yakıtın minimum  $M$  deđeri; i  kaplamanın yođunluđunun karesiyle zıt orantılı olarak deđiŐebilir. ( $M \propto n^{-2}$ ) Normal D-T reaksiyonuyla  alıŐan bir termon kleer cihazın patlama kuvveti, TNT’nin birkaç kilo tonuna eŐdeđerdir. Fakat, Őekil 4.9’da g sterildiđi gibi; k   k bir k resel hedefe uniform olarak yayılan, termon kleer sıcaklıklara ısıtılmadan  nce yođunluđunun  $10^4$  deđerine ısısız olarak y kselmesini sađlayan lazer sıkıŐtırması yapılırsa, eylemsiz f zyon cihazlarının patlama kuvveti yaklaŐık 10kg’a azaltılmıŐ olur. Lazer f zyonu  zerindeki  alıŐmalar U.S.A ve Rusya’da devam etmektedir.



Şekil 4.8 Stellarator geometrisi(Marshall, 1983a)



Şekil 4.9 Eylemsiz füzyon fikri(Marshall, 1983a)

Laboratuarda füzyon enerjisinin elde edilebilmesi için; plazma sıcaklığının, ideal yanma sıcaklığının(termonükleer füzyon reaksiyonlarının sürekliliğini sağlayabilecek sıcaklığın) üzerinde olması ve(Aksi halde, ısımayla olan kayıp füzyon reaksiyonları sonunda açığa çıkan enerjiyi aşabilir) plazma yoğunluğu( $n \text{ m}^{-3}$ ) ile plazmayı belli bir hacimde tutma süresi( $\tau$  saniye) çarpımının( $n.\tau$ ),  $10^{21}$  değerinden yüksek olması koşulları gereklidir.

#### 4.3 Füzyon Reaktörleri

Füzyon reaktörlerinde; nükleer çıkış gücü çok yüksek olan ve gereken fiziksel şartları en az zorlukla karşılayan D-T reaksiyonu kullanılır. D-T reaksiyonunun kullanılması için; trityumun beslenme ihtiyacı ve bu reaksiyonla üretilen hızlı nötronların akısıyla başa çıkmak gereklidir. Bu nedenle; 14MeV'luk enerjiye sahip nötronlar, lityum içeren etrafı çeviren bir battaniye içinde trityumu beslemek için kullanılır. Çoğu yeni manyetik füzyon reaktörü dizaynları tokamak temeline dayanır.

Tokamak dizaynına göre; orta bölümde manyetik kafes içindeki plazma ve onun etrafında reaktörün çeperleri arasında boşluk vardır ve bu bölge, termonükleer füzyon reaksiyonlarının ürünü olan hızlı nötronları ve ısıma enerjisini soğutan bir bölge tarafından sarılmaktadır. Enerji soğutulma bölgesinin dışında, plazmayı bir hacim içinde tutmaya yarayan manyetik kafesi oluşturan elektrik akımının dolaştığı bir bölge vardır. En dışarıda ise reaktörün biyolojik koruma bölgesi bulunmaktadır.

Füzyon reaktörlerinden enerji elde etmek için iki yaklaşım vardır. Bunlardan ilki, lazer teknolojisinin gelişimiyle gündeme gelen eylemsiz füzyondur. Yukarıda da değinildiği gibi, bilye biçimindeki küçük yakıt toparlarının çok güçlü lazer atımlarıyla bombardıman edilerek sıkıştırılması ve böylece atom çekirdeklerinin birleştirilmesi hedeflenmiştir. Ancak bu, çok güçlü lazerler gerektirdiğinden ekonomik olarak pahalı olmaktadır. Öteki yöntemse, elektronların yörüngelerinden kopacak biçimde enerjik hale getirilmesiyle(iyonlaşması), plazmanın sıkıştırılıp füzyonun sağlanmasıdır. Çok güçlü elektrik akımlarıyla hızlanıp ısınan ve manyetik alanlarca tepkime odasının duvarlarına çarparak soğuması önlenen plazma içindeki döteryum ve trityum izotoplarının birleşerek helyuma dönüşmesi ve bir nötron yayımlaması temeline dayanır. Bu dönüşme sürecinde ortaya çıkan ve elektrik yükü taşımadıkları için manyetik alanlarca tutulamayan nötronlar enerjilerini, düz bir hat izleyerek halka(torus) biçimli reaktör kabının duvarlarından geçip, enerjilerini bu kabı çevreleyen battaniyeye(blanket) bırakır. Reaktör çeperleri ve battaniye üzerine

bırakılan enerji, ısı deęiřtirgeci tarafından alınarak trbinlere verilip, buhar yoluyla elektrik enerjisine dnřtrlmesi temeline dayanır. Ayrıca; ntronların battaniye iindeki lityumu trityuma dnřtrmesiyle, hem reaktr yakıtı ve hem de sıcak trityumun plazmanın iine karıřması sebebiyle plazmanın soęumaması saęlanmış olur.

Bir fzyon reaktr devreye girdięinde, ya da geici olarak kapatıldıktan sonra yeniden alıřmaya girerken, ekirdeklerin ilerindeki artı elektrik ykl protonlar arasındaki itme gcn yenecek bir enerjiye kavuřturulması iin plazmanın 100 °K' in stnde bir sıcaklıęa kadar ısıtılması gerekmektedir. Bu nedenle, 100 milyon derece dzeyinde bir sıcaklıęı oluřturmak iin bira yntem bir arada kullanılmaktadır. Bunlardan biri, bira milyon amper gcnde, plazmayı ohmik olarak ısıtan ve polodial alanı yaratan akımı plazma iinden geirmektir. Ancak, ısıtılan plazmanın sıcaklıęı arttıka diren azaldıęından ohmik ısıtma etkinlięini yitirmeye bařladıęından dolayı, bu yntemle yaratılan sıcaklık sadece 20-30 milyon dereceyi bulur. Plazmanın sıcaklıęını daha da ykseltmek iin dięer ek yntemlerden yararlanılır. Bunlardan biri, plazmanın bulunduęu tepkime halkasına ntr paracık demetleri enjekte etmektir. Ntr atomlar, ohmik olarak ısıtılmış ve manyetik alanlarla hapsedilmiş plazmaya pskrtldęnde hemen iyonize olduklarından manyetik alanca hapsedilir. Yksek enerjili iyonların ok sayıda arpıřma yapmasıyla da enerjilerinin bir blmn plazma paracıklarına vererek plazma sıcaklıęının ykselmesini saęlar.

Ani bir sıkıřma sonucu gazın ısınabileceęi prensibi gz nne alınarak, manyetik sıkıřtırma veya manyetik alanın arttırılması yoluyla sıcaklık ykseltilebilir. Tokamak sisteminde manyetik alanın arttırılması iin plazma, manyetik alanın gl olduęu yere torusun ortasına ekilir.

Plazma sıcaklıęını ykseltmek iin yapılan dięer bir yntem de, radyo frekansı yntemidir. Torus dıřına yerleřtirilen osilatrlerin uygun yksek frekanslı radyo dalgaları retmesi ile, enerjilerin plazma iindeki elektrik ykl paracıklara nakledilmesi saęlanarak, paracıkların bařka paracıklarla arpmasıyla plazma sıcaklıęı arttırılmış olmaktadır. oluyor(Grdilek, 2000c).

Bir tokamak reaktrnn yaygın dizayn zellikleri:

Termal g	2-5GW
Verim	30-40%
R	10-15m
a(kk yarıap)	2-5m
Torodial alan	3-8T

Plazma akımı;  $I = 10\text{-}20\text{mA}$

Akım darbe süresi 100-1000sn şeklindedir.

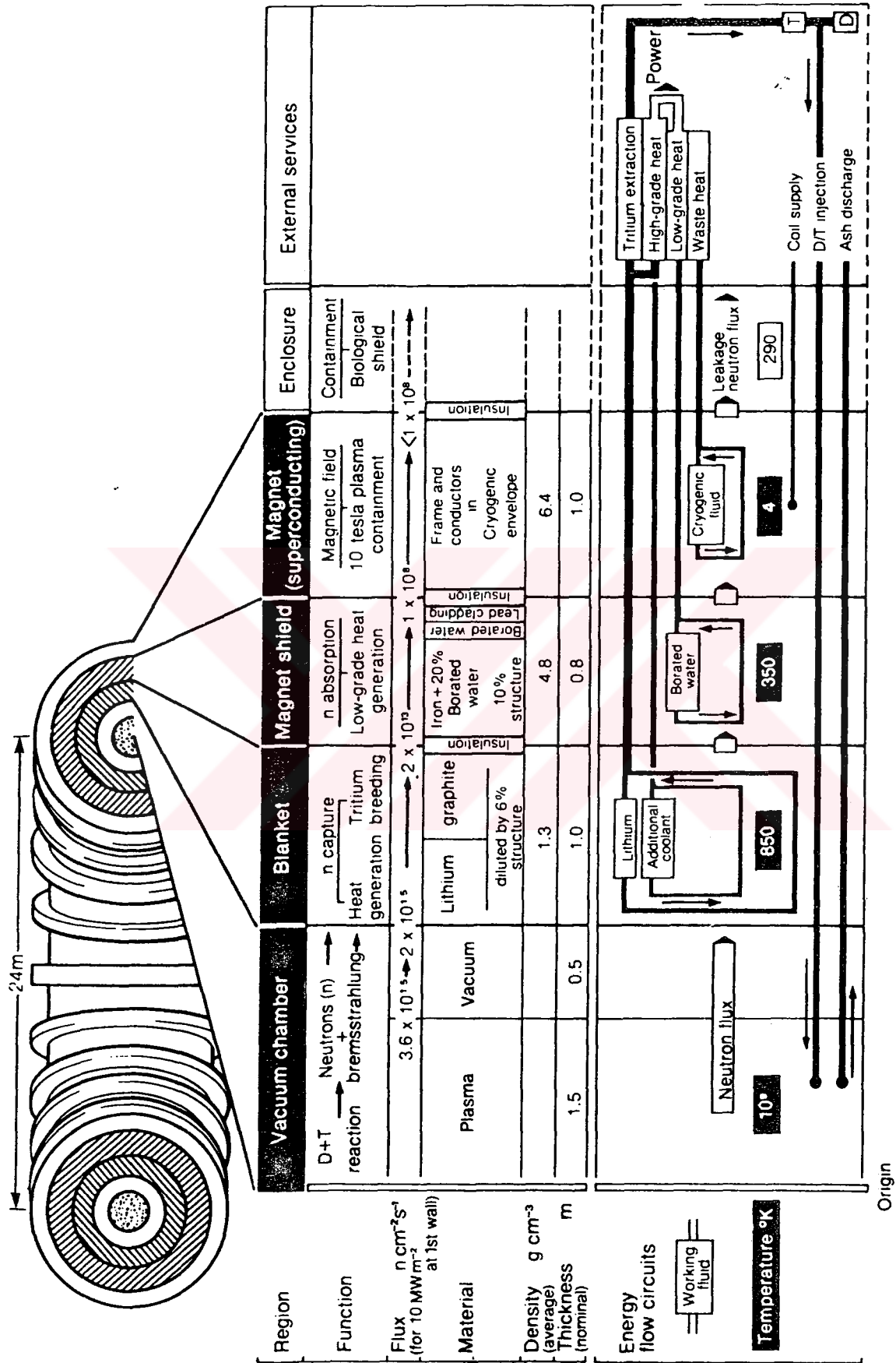
Füzyon reaksiyonlarında elde edilen enerjiyi, reaksiyon ürünü parçacıkların kinetik enerjisi<sup>ya</sup> olan, reaksiyon ürünü olan nötronların kinetik enerjisi ve elektromanyetik radyasyon olmak üzere üç tipe ayırabiliriz.

Birinci tip enerjinin plazma içinde kalmasına karşın, ikinci tip enerjiyi sağlayan ve elektrik yüklerinin olmaması sebebiyle manyetik alandan etkilenmeyen nötronlar manyetik kafesten kaçıp reaktörün çeperlerine çarpar. Üçüncü tip enerjinin ise, bir kısmı plazma tarafından soğutulur bir kısmı da manyetik kafesi terk eder. Dolayısıyla, plazmanın bulunduğu bölgeyi terk eden enerjinin soğutulması için, kalın bir bölgenin reaktörün etrafını sarması gerekir. Bu bölgede soğutilan enerji buhar türbinlerinde kullanılabilir.

Dizayn için gerekli teknolojik ihtiyaçlar; radyasyona ve plazmadan gelen birkaç  $\text{MW/m}^2$ 'lik güç yüklenmesine eşdeğer parçacık akışına dayanabilecek saklama kabı hücresinin duvarlarına sahip ve trityum beslenmesi, ısının türbinlere uzaklaştırılması ve verim ile ekonomi için süper-iletken olan manyetik alan bobinlerinin radyasyon kalkanı sağlayacak battaniye ve kalkan bölgesi dizaynlarıdır. Şekil 4.10'da, bir füzyon reaktörü için battaniye dizaynı görülmektedir. Bu dizaynda en önemlisi; ilk görevi trityum yakıtını beslemek olan battaniye dizaynıdır. Bu yol; sıvı metal(erime noktası  $180^\circ\text{C}$ ), erimiş tuzlar(flöridler gibi) veya katı bileşikler(lityum alüminat gibi) gibi değişik şekillerde kullanılabilen lityum içindeki nötron indükleyen reaksiyonlarla yapılır. Gerekli özellik; reaktör içinde kullanılan daha çok trityum üretimi anlamına gelen beslenme oranıdır. Battaniden ısı transferi, besleme malzemesi sıvı şeklindeyse yapılabilir. Ancak; besleme malzemesi için, battaniye içindeki toplam trityum miktarını azaltan ve güçlü manyetik alanlar içine iletken sıvıların pompalanmasıyla birleşen elektromanyetik kayıpları önleyen helyum soğutma tercih edilir.

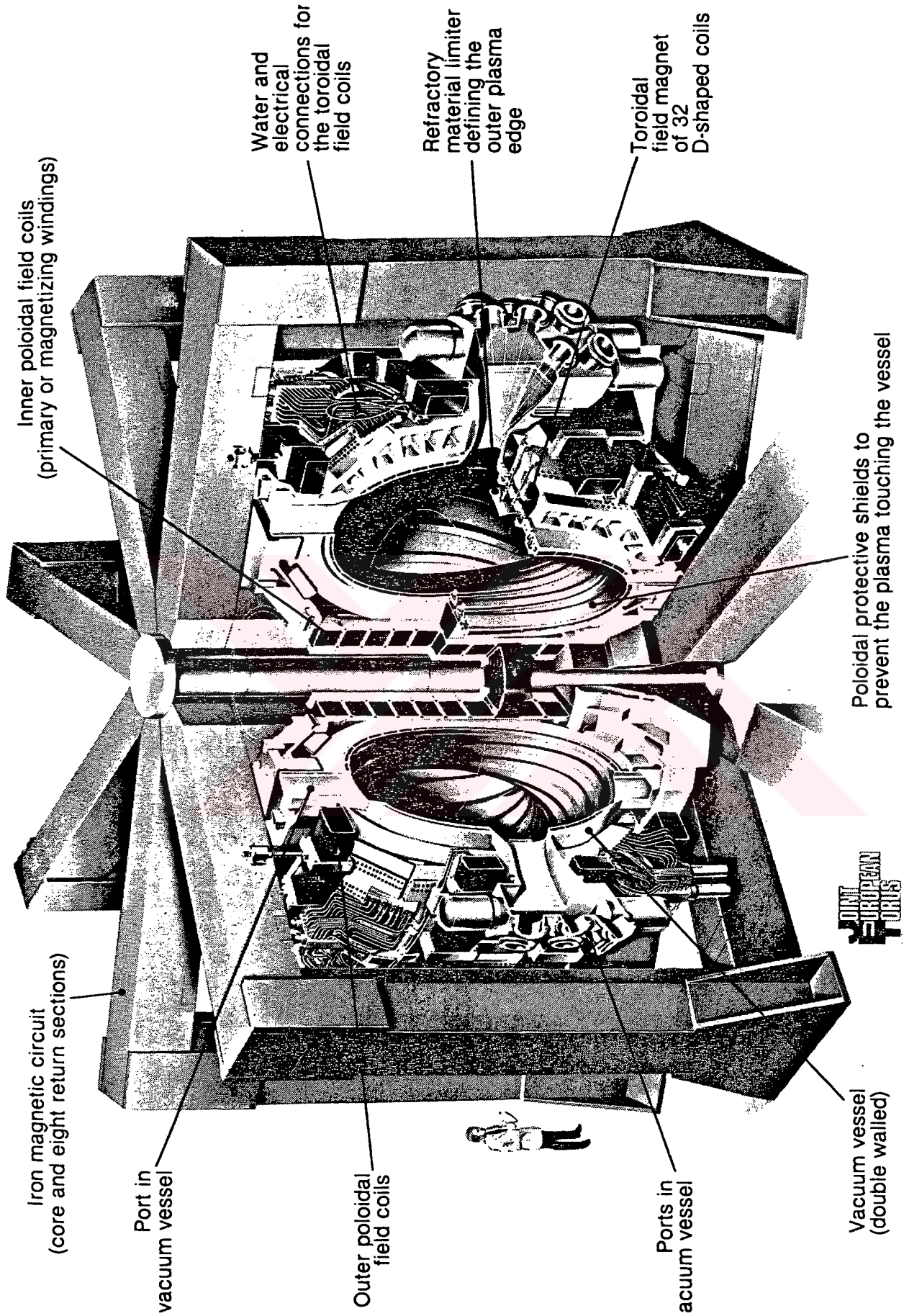
Basit bakır bobinler içinde dağıtılan güç, reaktörün çıkış gücüyle karşılaştırıldığında çok büyük olacağından, sıvı helyum soğutucuyla süper-iletken sıcaklıklarda kullanılan niobyum-titanyum ve niobyum-tin gibi süper iletken malzemeler araştırılmıştır. Bobinlerin geriye kalan nötron akışından korunmuş olması gerekir. Şekil 4.11'den şekil 4.15'ya kadar tokamak reaktörünün iç yapısı gösterilmiştir.





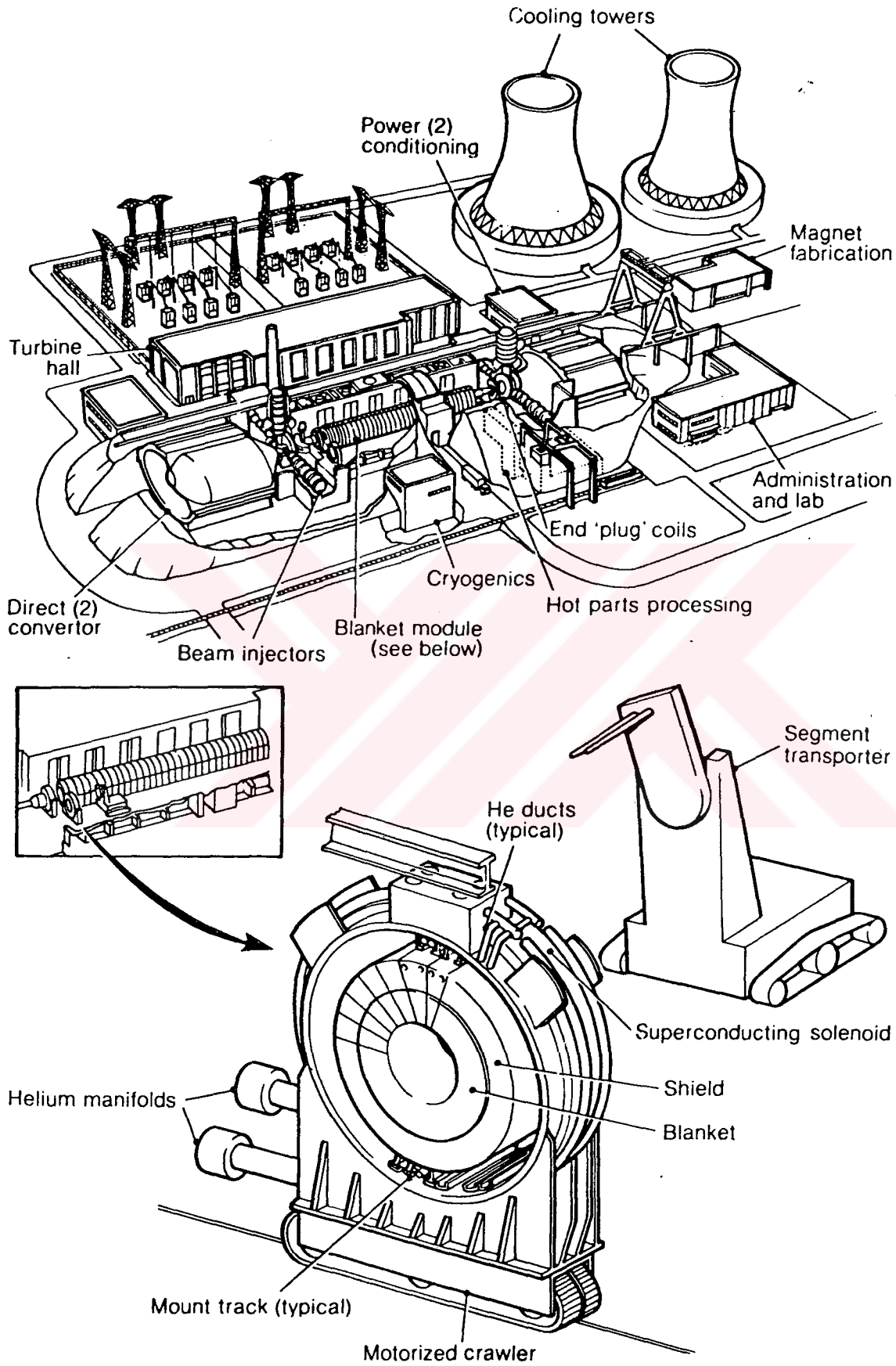
Şekil 4.10 Füzyon reaktörü battaniye dizaynı(Marshall, 1983a)



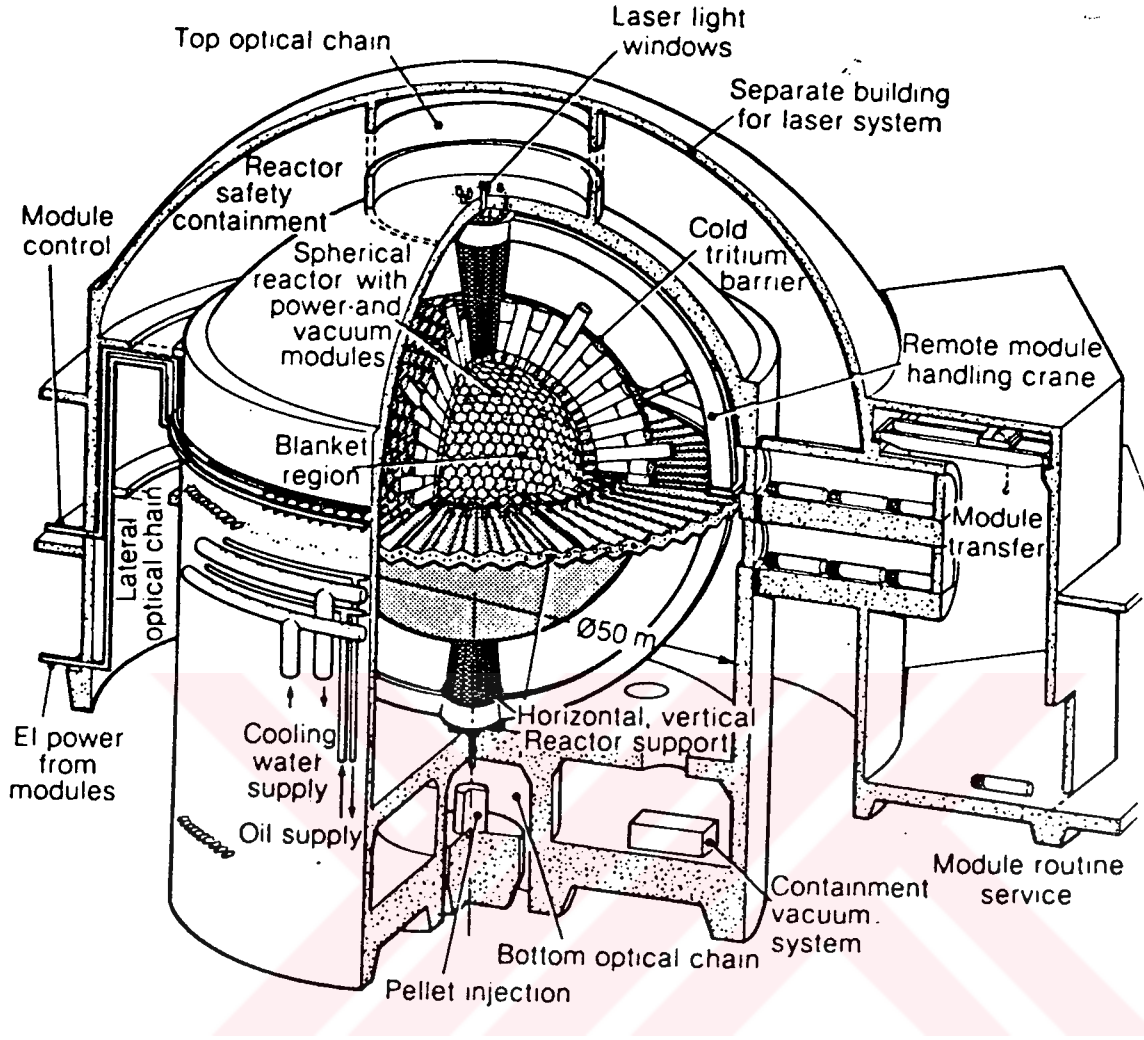


Şekil 4.11 Culham TOKAMAK reaktör fikri(Marshall, 1983a)

Şekil 4.12 a-) Culham tokamak reaktörünün yapısal bileşenleri(Marshall, 1983a)  
b-) Culham tokamak reaktöründeki helyum soğutmalı battaniye dizaynı



Şekil 4.13 ve şekil 4.14 Tandem ayna reaktörü ve bu reaktörün battaniye modülü(Marshall, 1983a)



Şekil 4.15 KFA Jülich tarafından tasarlanan lazer füzyon dizaynı(Marshall, 1983a)

Ekonomik bir füzyon reaktörü için gereken faktörler aşağıda sıralanmıştır.

a-) Reaktörün büyüklüğü: Elde edilecek enerji reaktörün hacmiyle doğru orantılıdır.(bir boyutuna a dersek  $a^3$  le doğru orantılıdır) Maliyet, genellikle yüzeyle ölçüldüğünden, büyük reaktörler daha ekonomiktir.

b-) Reaktör sıcaklığı: Bu sıcaklık, ateşleme sıcaklığından düşük olamaz. Fazlası reaksiyon hızını düşürür ve radyasyon kayıplarını artırır.

c-) Manyetik alan: Plazmayı bir hacimde tutmak için manyetik alanın yüksek olması gerekir. Plazma kinetik basıncının, manyetik alan sıkıştırma basıncına oranının( $\beta^*$ ) 0,1 civarında olması gerekir. Düşük  $\beta^*$  değeri, enerjinin radyasyon yoluyla kaybolmasını artırır.

d-) Korunma süresi: Plazmanın termonükleer ısıya getirildikten sonra dağılmadan bir hacim içerisinde tutulma süresi yukarıdaki kriterden daha düşük olmalıdır.



Son yıllarda Amerika'nın ünlü üniversiteleri, ulusal araştırma merkezleri ile diğer kamu ve özel kuruluşlarından oluşan ARIES ekibi, Starlite isimli projesiyle; nükleer füzyon reaktörleri olarak tokamak makinelerinin potansiyel özelliklerini ve fizibilitelerini incelemiştir.

Bu projenin ilk evresinde, değişik tokamak plazmalarının çalışma durumlarının değerlendirilmesinde beş farklı tokamak çalışma rejimi ele alınmıştır. Bunlar:

- a- I. kararlılık bölgesi sürekli hal rejimi(steady state) olan ARIES I,
- b- Darbeli çalışma rejimi olan PULSAR,
- c- II. kararlılık bölgesi sürekli hal rejimi olan ARIES II ile ARIES IV,
- d- Ters kırpma profilli sürekli hal rejimi olan RSP ve
- e- Küresel tokamak rejimidir.

Daha sonra; tokamakların ilk duvar ve D-D kaynaşması sonucunda açığa çıkan nötron bombardımanı ile trityum doğurganlığı yaratan lityum battaniyesinin(blanket) yapısal malzemeleri, yakıtlama, soğutma ve uygun trityum doğurganlığı gibi, optimum geometrik yapılanma ve mühendislik tasarım opsiyonlarının karşılaştırılmalı değerlendirilmeleri yapılmıştır.

Tokamak reaktör adayı	a	b	C	d	e
Büyük yarıçap R(m)	7,96	8,68	5,04	6,4	5
Plazma yarıçapı ap(m)	1,99	2,17	1,26	1,6	4
Görünüm oranı $A=R/ap$	4.0	4	4	4	1,25
Merkezi torodial alan B0(T)	8,99	7,46	7,35	8,37	1,77
Plazmanın enine uzama sabiti K	1,81	1,8	1,99	2,03	3,4
Plazma akımı (MA)	12,6	15	10,3	7,72	40,1
Bootstrap akım sürme oranı fBS	0,57	0,34	0,89	>1	0,99
Akım sürme verimi	0,56	--	2,02	0,49	34,2
Korunma zamanı ölçeklemesi H	1,71	2,38	2,4	2,47	3,02
Elektrik sarfıyatı COE(mill. kw <sup>-1</sup> saat <sup>-1</sup> )99.7	130,2	69,7	92,6	116	--

Çizelge 4.1 ARIES ekibi tarafından yapılan deneyde kullanılan tokamak reaktör adayları(Sinman ve Sinman, 2000)

Çizelge 4.1'de, sözü edilen beş tokamak adayının sonuçları verilmiştir. Çizelge incelendiğinde, beş ayrı tokamak rejimindeki nükleer füzyon reaktör adayının Manyetohidrodinamik(MHD-manyetik helisellik prensibinin topolojik yorumu ile elde edilen biçim) kararlılığı, akım sürekliliği ve enerji

korunma zamanı gibi özellikler göz önüne alındığında, d ve e tipindeki reaktör adaylarının hem ekonomik hem de performans açısından çok üstün oldukları görülmektedir. Bunlardan küresel tokamak yaklaşımı(e), düşük bir fiyat ve son derece küçük bir hacme sahiptir.

Geleneksel tokamak sistemlerinde, plazmanın vakum odasının duvarlarına değerek kirlenmesini önlemek ve sonucunda, sıcak korunma zamanını yükseltmek amacıyla kullanılan ve bozuldukça değiştirilen divertor kaset sistemi yerine, küresel tokamaklarda plazmanın vakum odası içinde duvarlara değmeden merkezde asılı kalmasını sağlayan manyetik alanın merkezi yüksek akımlarla elde edilmesinden dolayı, sıradan tokamaklardaki büyük hacimli manyetik alan bobinleri kaldırılarak, R makinenin yarıçapı ve  $a_p$  plazma yarıçapı olmak üzere  $A=R/a_p$  ile tanımlanan görünüm oranının 1'e yaklaşması sağlanmış ve buna bağlı olarak da makine boyutlarının küçülmesi sonucunu doğurmuştur.

Şu anda çalışılmakta olan JET(Avrupa Birliği) ile TFTP ve DIII-D(ABD) geleneksel tokamak makine boyutlarında yeni kurulacak tokamak makineleriyle, 800 MW termal enerji ve 160 MW net elektrik enerjisi elde edilebileceği hesaplanıyor. Ayrıca; böyle bir tokamak makinesinin mevcut boyutunun 2,5 katına çıkarılması halinde, 5,8 GW'lık füzyon ve 2,1 GW'lık net termal enerji çıkışı ve bakır torodial alanın bobin ayaklarının süperiletken alanlarla değiştirilerek uygun ekranlamaların yapılmasıyla, D-He<sup>3</sup> ileri füzyon yakıtının da yakılabilir hale getirilmesi amaçlanıyor.

Dünyadaki nükleer araştırmacıları; daha uzun vadeli füzyon enerji reaktörlerinin gerçekleşmesinden önce kısa vadede nükleer enerjiye katkı amacıyla, mevcut fisil yakıt üretimine ve çok sayıda fisyon reaktör artık ürünlerinin işlenmesine yardımcı olabileceklerini düşünüyorlar.

Yeni fisyon-füzyon karma reaktör kavramında; geleneksel fisyon reaksiyonundan çıkmakta olan actinide'ler(uzun ömürlü  $\alpha$  yayıcıları olarak bilinen aktinyum, toryum, uranyum vb.) ve diğer nükleer artıkların(Np, Am, Cm ve Pu) transmutasyonu(zararsız ya da kısa yarılanma ömürlü izotop veya elementlere dönüştürülmesi) amacıyla küçük ölçekli küresel tokamak makinelerinin devreye sokulması planlanıyor.

Yeni fisyon-füzyon karma reaktörlerinde, yüksek düzeyde nükleer artık transmutasyonu için, bir sürücü olarak 10-100MW'lık alçak bir füzyon gücü ile, D-T reaksiyonları sonucu kuvvetli bir nötron kaynağı olarak küresel tokamaklar kullanılması amaçlanıyor.

Yapılan analizler, makine duvarlarına nötron yüklenmesinin, uygun bir transmutasyon kapasitesi ve etkinliği için  $1\text{MW/m}^2$  düzeyinde tutulabileceğini ve küresel tokamakların blanket güç yoğunluklarının  $200\text{MW/m}^3$  düzeyinde olduğunu göstermiştir.

Ülkemizdeki füzyon çalışmaları ise 1960'lı yıllarda başlamıştır. 1960'lı yıllardan bu yana kullanılan füzyon makineleri, üniversite laboratuvarlarının ve daha sonra da TAEK(Türk Atom Enerjisi Kurumu) Nükleer Araştırmalar ve Eğitim Merkezi'nin katkılarıyla teknik donanım ve parasal kaynaklarıyla gerçekleştirilmiş aletlerdir. Türkiye'de gerçekleştirilen makinenin ana ünitesi, 60 litre hacimli sekizgen biçimli bir akı koruyucusundan(pirinç odacık) oluşuyor. Oluşturabildiği plazma sıcaklığı  $70\text{eV}(810000\text{ }^\circ\text{K})$  civarındadır. Olanaksızlıklar sebebiyle sadece, bir nötron kaynağı ve üniversite öğrencilerine plazma deneylerine yardımcı olunması amacıyla kullanılmaktadır.

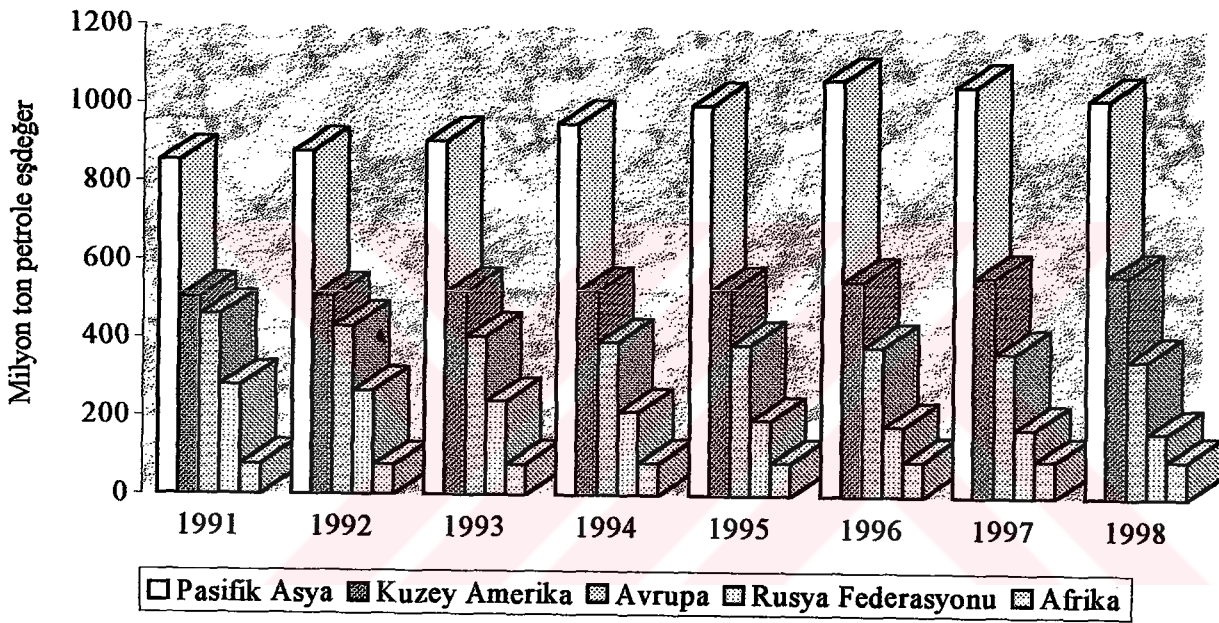
Ancak; Profesör Dr. Sadrettin Sinman ve eşi Doç. Dr. Ayten Sinman'ın buluşuyla uluslararası füzyon topluluğu içinde bir isim yapma yolundadır. Bu modelleme; ohmik ısıtma ve bunun için gerekli dev transformatörler ve bobinler kullanmadan bir küresel tokamak oluşturma dizaynına dayanır. Yapılan 1 milyon amper gibi yüksek akımlı merkezi iletken çubuk yerine, Türk tasarımlı hilal biçimli plazma toplarının kullanılarak yüksek akımlı merkezi plazma kuşakları oluşturulması amaçlanmıştır.

Füzyon çalışmalarının devamı teknolojik olanaklara ve parasal kaynaklara bağlı olduğundan ne yazık ki; bugünkü koşullarda, füzyon enerjisi için Türk modelinin geleceği görünmemektedir.



## 5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Günümüzde gelişmiş ve gelişmekte olan ülkelerin en önemli ihtiyacı enerjidir. Bu nedenle ülkeler; enerji üretim ve tüketimi için ülkelerin ucuz, bol ve temiz enerji kaynaklarına yönelmektedir. Dünyada elektrik üretiminde en çok kullanılan hammaddeler; fosil yakıtlar(kömür, petrol ve doğal gaz) ve radyoaktif malzemelerdir. Dünya elektrik üretim rakamları incelendiğinde % 60 ile en büyük payı fosil yakıtlar almaktadır. Şekil 5.1'de dünyadaki fosil yakıtlarla elektrik üretim eğrileri gösterilmektedir.



Şekil 5.1 Yıllara göre dünyadaki kömür tüketimi(BP, 1999)

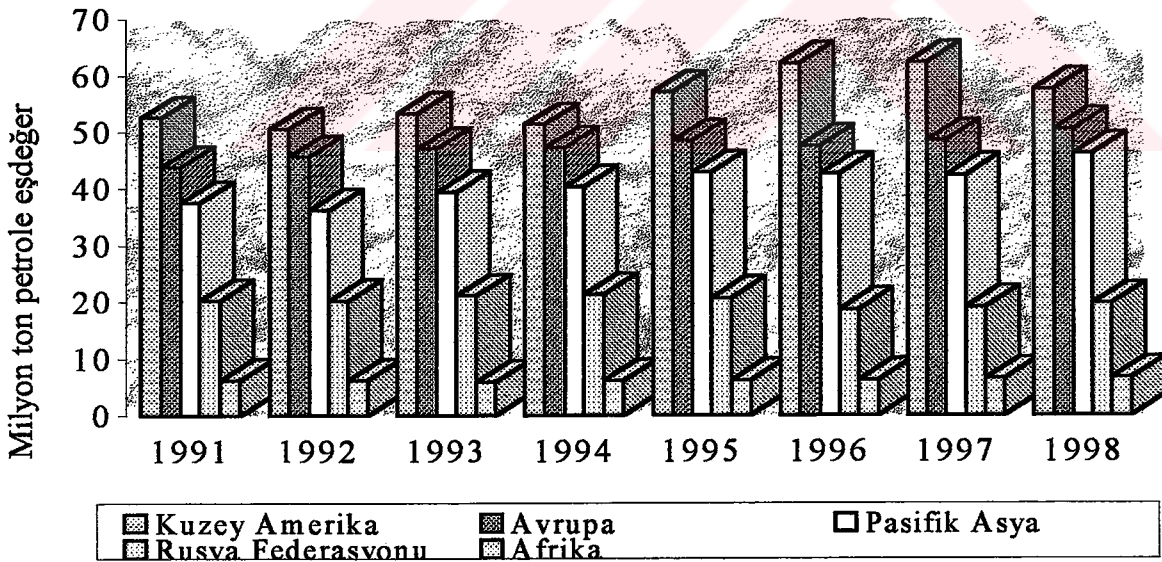
Fosil yakıtlar; büyük bir oranda karbon ve hidrojen maddelerinden, az da olsa kükürt, yanmayan maddeler ve radyoaktif maddelerden oluşur. Bu yakıtlar enerji elde etmek için yakıldığında karşımıza; sera etkisi, asit yağmurları ve hava kirliliği gibi çevre sorunları çıkar. Sera etkisine CO<sub>2</sub> gazı, sera etkisine ise SO<sub>2</sub> ve NO<sub>x</sub> gazları sebep olur. Doğal olarak yanma sonucunda; CO<sub>2</sub>, NO<sub>x</sub> ve SO<sub>2</sub> gibi baca gazlarının yanı sıra, nikel, kadmiyum, arsenik gibi zehirli maddeler de atmosfer içerisine dağılır. Atmosfere dağılan bu baca gazları, uçucu kül(yakılan yakıtın beş veya onda biri) ve hidrokarbonlar da içerir.

Dünyada endüstriyel gelişim öncesi atmosferdeki CO<sub>2</sub> konsantrasyonu milyonda bir 280ppm olduğu halde 1958' de bu değer 315ppm ve 1986' da ise 350ppm olarak ölçülmüştür. CO<sub>2</sub> artışının sonucu olarak; atmosferin sıcaklığı artmış ve iklim dengeleri bozulmaya başlamıştır.

SO<sub>2</sub> ve NO<sub>x</sub> gibi baca gazlarının atmosferde su buharı ile birleşerek sülfürik ve nitrik asit oluşumuna sebep olmalarından dolayı, doğanın ekolojik dengesi bozulmuş ve asit yağmurlarından bitki örtüsü ile canlılar zarar görmüştür. Ayrıca; yanma sıcaklığına bağlı olarak kullanılan havanın içinde bulunan azot gazının yanması ile oluşan NO<sub>x</sub> gazının, atmosferde ozon ile etkileşime girerek ozon miktarını azalttığı da bilinmektedir.

Fosil yakıtların, bunlardan başka; fosil yakıtların çıkarılması için kömür madenlerinde çalışan işçilerin maruz kaldığı metan gazı patlamaları, petrol taşıyan tankerlerin kaza yapması sebebiyle binlerce ton petrolün denize dökülmesi vb. gibi daha bir çok çevre etkileri vardır.

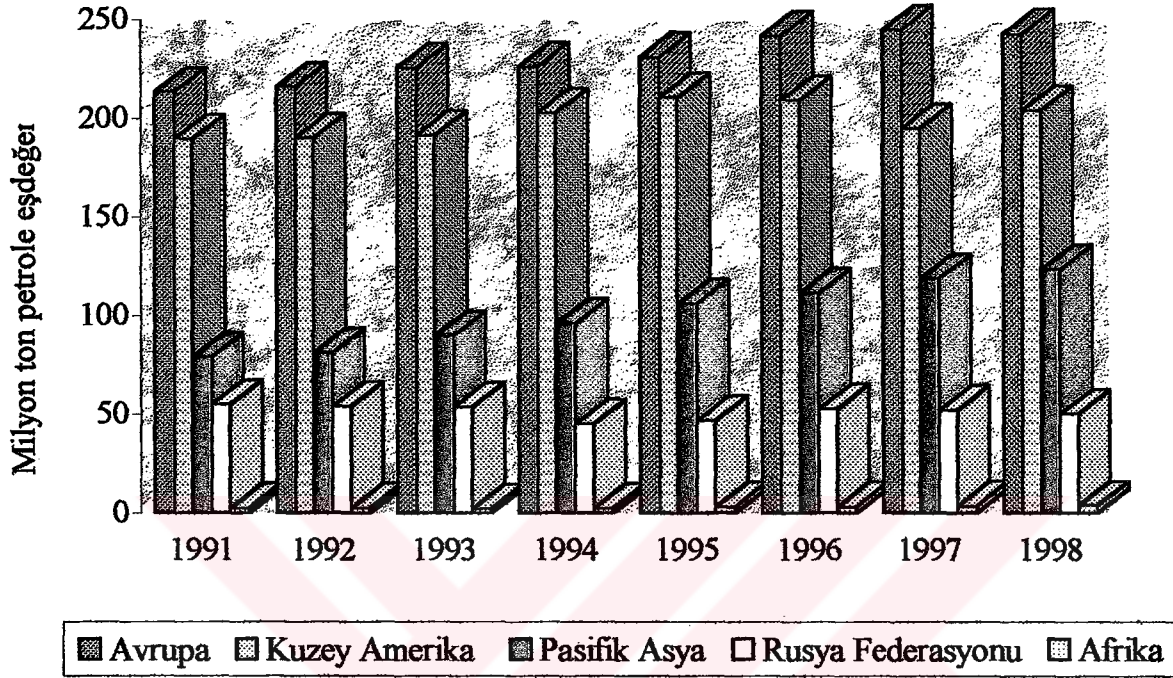
Hidroelektrik santrallerle elektrik üretimi, dünyanın elektrik üretiminin yaklaşık % 23' ünü kapsamaktadır. Şekil 5.2'de, yıllara göre dünyadaki hidroelektrik santrallerle elektrik üretim eğrisi gösterilmektedir.



Şekil 5.2 Dünyada enerji üretimi için kullanılan hidroelektrik enerji tüketimi(BP,1999)

Hidroelektrik santrallerinin çevre ile etkileşimleri, büyük su rezervuarlarının oluşması nedeniyle ortaya çıkan toprak kaybı sonucu doğal ve jeolojik dengenin bozulması yönünde olur. Bu rezervuarlarda oluşan bataklıklar da, metan gazı oluşumu için uygun bir ortam teşkil eder.

Dünyanın elektrik üretiminde % 17'lik önemli bir pay da, nükleer reaktörlerde kullanılan nükleer enerji ile sağlanmaktadır. Şekil 5.3'te yıllara göre dünyada nükleer enerjiyle elektrik üretimi eğrisi gösterilmektedir.



Şekil 5.3 Dünyada enerji üretimi için kullanılan nükleer enerji tüketimi(BP,1999)

Örneğin, fosil yatakları kısıtlı olan Fransa, elektriğinin % 70' ini nükleer enerji ile sağlamaktadır. Nükleer enerjinin hammaddesi uranyum olup doğada bol miktarda bulunmaktadır. İkinci bir hammadde toryum olup, ülkemiz en zengin toryum yataklarına sahiptir.

Nükleer santraller, normal çalışma düzenlerinde çevreyi kirletecek hiçbir etki yaratmaz. Fosil yakıtlı santrallerin aksine, çevreye zararlı olan CO<sub>2</sub>, NO<sub>x</sub> ve SO<sub>2</sub> gibi baca gazlarını salmaz ve kül bırakmazlar. Örneğin; 1000MWe gücündeki bir hafif-su soğutmalı nükleer reaktörden yılda yaklaşık 27 ton(7 m<sup>3</sup>) kullanılmış yakıt çıkar. Bu miktar, aynı kapasitedeki bir kömür santralinin artık miktarına göre ağırlıklı olarak 250-300 kat, hacim olarak 70-80 milyon kat daha azdır. Ayrıca, nükleer santralin normal çalışması boyunca çevreye yaydıkları radyasyon, santral civarında yaşayan birinin doğal kaynaklardan almakta olduğu radyasyonun 100 ile 200' de biri kadardır.

Günlük yaşantımızda alınan radyasyonun çok küçük bir miktarı nükleer reaktörlerden sağlanmaktadır. Dünyada doğal olarak bulunan radyoaktif izotoplar nedeniyle kişi başına düşen ortalama dozun 26milirem(kişiler tarafından alınan radyasyon dozu) olmasına karşın, kozmik ışınlar



sebebiyle alınan doz 28miliremdir. Doğal radyasyon dışında insanların maruz kaldığı en büyük doz tıbbi amaçlı röntgendir. Diş veya göğüs için uygulanan x-ışınları, yaklaşık 10miliremlik bir doza neden olur. Günde bir paket sigara içen bir insanın yıllık alacağı dozun 8000milirem olmasına karşın nükleer enerjiden kaynaklanan doz ise yılda 1milirem civarındadır.

Nükleer artıkların tehlikesi, kurşun, cıva veya arsenik gibi zehirli artıklara kıyasla daha azdır. Bu artıkların radyoaktivitesi, zamanla durduğu yerde azalırken, zehirli artıklar çevreye atıldıkları ilk günkü gibi kalır.

Nükleer enerjinin çevreye etkisi, fisyon ürünleri radyoaktif izotopların çevreye yayılması sonucu oluşur. Bunun kötü bir örneğini ÇERNOBİL kazasından biliyoruz. Nükleer teknolojinin 55 yıla yakın kullanım süresi içinde iki önemli reaktör kazası olmuştur. Bu iki kaza birbirlerinin çok benzeri olmasına karşın, sonuçları ve çevreye etkileri çok farklıdır. İyi tasarlanmış ve nükleer güvenliğin ön plana çıkartıldığı Three Mile Island reaktöründeki bir kaza sonunda reaktör çalışanları dahil hiç kimse, öngörülen miktarlardan fazla radyoaktiviteye maruz kalmamıştır. (Kadiroğlu K. O. ve Sökmen N., 1994)

26 Nisan 1986' da Ukrayna'daki Çernobil güç santralının 4 numaralı reaktöründe şiddetli bir buhar patlaması meydana geldi ve 1000 ton ağırlığında ve 64 cm kalınlığındaki çelik kapağı patlattı. Bu patlamadan birkaç saniye sonra ikinci bir patlama daha meydana geldi. Patlamayla birlikte, reaktörün çevresine uranyum ve grafit parçacıkları yayıldı. Aynı anda grafit, içeri dolan havayla temas ederek yanmaya başladı. Patlama anında iki kişi ve yangını çevreye yayılması engellemek isteyen otuz itfaiyeci öldü. Bunu yanı sıra, pek çok kişi yüksek radyasyon aldı ve çeşitli radyasyon hastalıklarına yakalandı. Sovyet yetkilileri raporlarında; patlamayla birlikte Cs-137, Cs-134(sezyum) başta olmak üzere Sr-90 ve I-131 gibi 30-50 milyon cüriyelik radyoaktif maddelerin çevreye yayıldığını belirtmiştir.

25 Nisan 1986' da Çernobil' deki 4 numaralı reaktör yıllık bakım için durdurulacaktı. Bu reaktörde çalışanlar, hazır reaktör yıllık bakım için durdurulacakken, reaktörün tamamen kapatılması halinde; türbinlerin ne kadar süreyle döneceği ve güç üretileceğinin belirlenmesi için bir deney yapılmasına karar verdiler. Bu deney, bir elektrik kesintisi halinde turbo jeneratörlerden birinin reaktörün güvenlik sistemlerinin elektrik gücü ihtiyacını karşılayıp karşılamayacağını saptamak üzere planlanmıştı.

Standart operasyon prosedürleri, reaktör çalışırken herhangi bir zamandaki gücün, toplam güç kapasitesinin % 20 altına düşmemesini öngörmesine rağmen, bu deneyde operatör reaktörün gücünü % 7'lere indirdi. Ayrıca; otomatik kapatma mekanizmalarını da içeren güvenlik sistemini, deneyin yapılmasını zorlaştıracakları ve deney süresini uzatacakları gerekçesiyle devre dışı bıraktı.

Reaktörde, gücü arttırmak için kontrol çubuklarını korun dışına çeken mekanizma harekete geçirildi ve basınç tüplerindeki su akışı azaltıldı. Bu aşamada reaktör kararsız durumdaydı ve bu işleme bir cevap vermedi. Operatör kontrol mekanizmasıyla oynamaya devam ettikçe oluşan zincir reaksiyonla güç artmaya başladı. Su buharlaşmaya ve buhar da, daha az yoğun olması sebebiyle daha az nötron yutmaya başladı. Saniyelerle ölçülebilecek küçük bir sürede, kontrol edilemeyecek bir güçle karşı karşıya kalınmıştı. Operatör, kontrol çubuklarını iterek reaktörü kapatmaya çalıştı ancak; kontrol çubukları korun dışındaydı ve bu çubukların yeniden yerlerine yerleşebilmeleri için gereken zaman, reaksiyonu engellemek için gereken zamandan kat kat fazlaydı. Bu sürecin sonunda ise, bir anda oluşan güç yükselmesini(güç, 4 saniye içinde 100 katına ulaşmıştır) izleyen yakıt parçalanması ve buhar patlaması; reaktörü ve reaktör binasını tahrip etti. 1000 ton ağırlığında ve 64 cm kalınlığındaki çelik reaktör kapağını yerinden fırlattı. Tüm kanallar bu kapağa bağlı olduğundan, sağlam kalan kanallarda parçalanarak, kontrol çubuklarının dışarıya fırlamasına sebep oldu. Patlamayla beraber, kor içindeki yakıtın yaklaşık %30'u eridi. Birkaç saniye sonra gerçekleşen ikinci patlama ile de, reaktörden atmosfere Cs-137, I-131, Sr-90 gibi radyoaktif gazlar ve maddeler bırakıldı. Atmosfere yayılan bu gaz ve maddeler, yüksek sıcaklıkları nedeniyle hızla yükselmiş, 1000-1500 m yüksekliğe ulaşarak radyoaktif bulutlar oluşturmuştur. Radyoaktif maddelerden oluşan bulutlar meteorolojik koşullara bağlı olarak atmosfer içinde yayılmaya başlamış ve İsveç'in doğu ve orta bölgelerinde normalden 14 kat fazla radyasyon düzeyinin ölçülmesi sonucunda, bu kaza tüm dünyaya duyurulmuştur.

Kazanın oluş şeklini açıkladıktan sonra, Çernobil reaktörünün güvenilirliğini ve diğer kullanılan santraller ile arasındaki farklılıkları ve benzerliliklerini açıklayalım.

Çernobil güç reaktörü, RBMK tipinde olup dünyada sadece Rusya'da kullanılmaktadır. Bu reaktör; hafif su soğutmalı, moderatör olarak grafit kullanan basınç tüplü reaktörlerdir. Reaktörler, yakıt olarak %1.8 zenginliğinde  $UO_2$  kullanılmakta olup, reaktör çalışırken yakıt değiştirmek mümkün olmaktadır.

Reaktörlerde güç değişimlerine karşı reaktörün davranışı tayin etmek için, güç katsayısı terimi kullanılır. Bu katsayı negatif olduğunda, güç yükseldiği zaman negatif bir reaktivite oluşarak gücün yükselmesi sınırlanmakta ve reaktör kararlı hale gelmektedir. Güç katsayısının pozitif olması durumunda ise, gücün yükselmesi pozitif bir reaktivite oluşumuna ve gücün daha da yükselmesine sebep olur. Güç yükselmesi, dış etkenlerle reaktör durdurulana kadar veya reaktör tamamen tahrip olana kadar devam eder. RBMK reaktörlerinde güç katsayısı; nominal çalışma gücü şartlarında(3.200MWth) yakıt sıcaklığının güç üzerine olan negatif etkisi ve kaynamanın pozitif etkisinden fazla olduğu için negatif olan güç katsayısı olmak üzere iki önemli bileşene sahiptir. Güç katsayısının mutlaka negatif olması gerekmesine karşın, RBMK reaktörlerinde; nominal gücün %20(640MWth) ve daha altındaki değerlerde güç katsayısının pozitif olması sebebiyle, düşük güçlerde çalıştırılması sistemi kararsız kılmakta ve reaktör güvenliği açısından son derece tehlikeli sonuçlar doğurabilmektedir.

RBMK reaktörlerinin güvenlik açısından diğer zayıf bir unsur ise reaktör kontrolünün ağırlıklı olarak operatör müdahalesiyle gerçekleştirilmesidir. Bu reaktörde 211 adet kontrol çubuğu bulunmakta olup, bunlardan 72 tanesi otomatik olarak kumanda edilirken, diğerleri reaktör operatörü tarafından kumanda edilmektedir. Kontrol çubuklarının sayısı ve kora giriş hızı yetersizdir. Reaktörü durduracak ikinci bir kapatma sistemi de mevcut değildir.

Kazanın sonuçlarının bu kadar büyük olmasının önemli nedenlerinden birisi de; fisyon ürünlerinin atmosfere geçmesini engelleyen, batılı reaktörlerde bulunan ön erimeli reaktör koruma kabuğunun bulunmamasıdır. Eğer, RBMK reaktörleri; 1970'lerde geliştirilen nükleer güvenlik standartlarına uygun olarak 1-1,5m kalınlığında betonarme bir kabuk içerisine yerleştirilmiş olsaydı, Three Miles Island kazasında olduğu gibi; radyasyon, koruyucu kabuk içinde hapsedebilecek ve böylelikle doğal ortam ve santral çevresinde yaşayanlar Çernobil kazası kadar kötü bir radyasyona maruz kalmayacaklardı. Ancak, 1986 Ağustosunda Viyana'da yapılan toplantıda Sovyet yetkililer, bu şiddette bir patlamaya dayanabilecek koruma kabuğunun olamayacağını iddia etmişlerdir.

Bu kazadan on dört yıl sonra günümüzde, radyasyonun insan ve çevre sağlığı üzerindeki etkileri tamamiyle belirlenememiştir. Bu etkilerin, tamamen altı yıl sonra ortaya çıkması bekleniyor. Ancak, Dünya sağlık örgütü(WHO) ve Uluslararası Atom Enerjisi Kurumunun(IAEA) insanlar üzerinde yaptıkları araştırmalara göre; akut radyasyon hastalığı ve yaklaşık 200 kişide beta radyoaktivitesine bağlı olarak görülen beta yanıkları, Belarus, Ukrayna'nın kuzey kesimleri ve sınır bölgeleri ile Rusya'da yaşayan çocuklarda görülen tiroit kanseri ve yaşam tarzındaki mecburi

değişiklikler ve radyasyona bağlı hastalıklardan birine yakalanma olasılığının yarattığı gergin ortamdan kaynaklanan psiko-sosyal etkiler tespit edilmiştir.

Çernobil nükleer kazasının ülkemiz üzerinde etkisi, yaşadığımız bölge dolayısıyla maruz kalınan doğal radyasyon etkisinden daha azdır.

26 Nisan 1986 günü erken saatlerde meydana gelen nükleer kaza sonrasında atmosfere büyük miktarlarda fisyon ürünlerinin karıştığını ve 28 Nisan tarihinde kuzeybatı yönünde esen rüzgarlarla İskandinavya'nın güney ve orta bölgelerine yönelerek, 3 Mayıs Cumartesi günü bulaşmış hava kütlesi Avrupa'nın büyük bir kısmı ile birlikte Bulgaristan ve Yunanistan üzerinden Trakya'yı etkisi aldığını biliyoruz. İkinci bir salınımla Çernobil' den doğuya sürüklenen bulaşmış hava kütlesi 7-9 Mayıs tarihlerinde Kırım Yarımadasının kuzeyinden Karadeniz üzerinden geçerek Türkiye'nin kuzey-doğu kıyılarına ulaşmıştır.

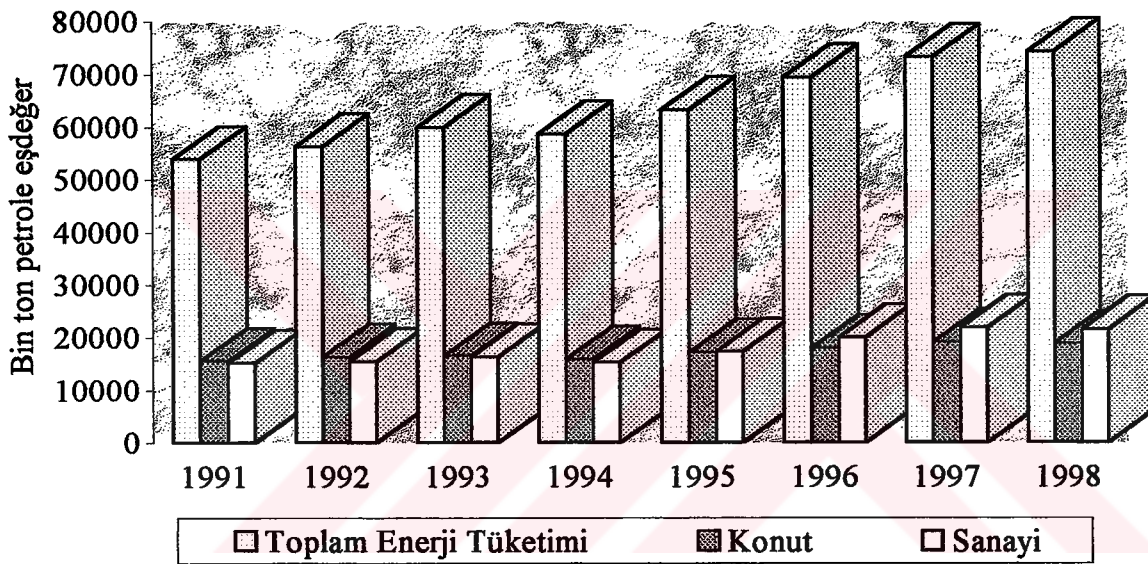
Bulutun geçtiği sırada, etkisi altındaki ülkelerde yağış olması, o ülkenin radyoaktif bulaşmaya maruz kalmasındaki en önemli sebebi oluşturmaktadır. Bu sebepten ötürü Türkiye, bulutun üzerinde seyrettiği tarihlerde Trakya ve Doğu Karadeniz bölgelerinde fındık, tütün ve çay üretimi yapılan kısımların yağış almaları sebebiyle radyoaktivitenin etkisini yoğun olarak hissetmiştir. Bu nedenle önlemler, Trakya ve Karadeniz bölgelerinin bazı kısımlarına yönelik olarak alınmıştır. Radyoaktif bulutun geçiş döneminde Trakya'da çok kısa yarı ömürlü I-131 radyoizotopuna karşı, meradaki hayvanların radyoaktif yağıştan etkilenmiş otları yemesini önlemek için ahırlarda tutularak, bulaşmamış kuru ve suni yem ile beslenmesi, Edirne ve yöresinde beyaz peynirlerin toplatılması gibi bir dizi önlemle müdahale edilmeye çalışılmıştır.

Sonuç olarak; Çernobil kazasından kaynaklanan radyoaktif bulutun atmosferde taşınmasının 10 günlük bir süreyi kapsaması, bu süre zarfında bulut konsantrasyonunun oldukça seyrelmesi ve hareketinin atmosferin üst tabakalardan taşınması göz önüne alındığında Türkiye'yi diğer Avrupa ülkelerine göre daha az etkilediği anlaşılmaktadır(Kadiroğlu,1996).

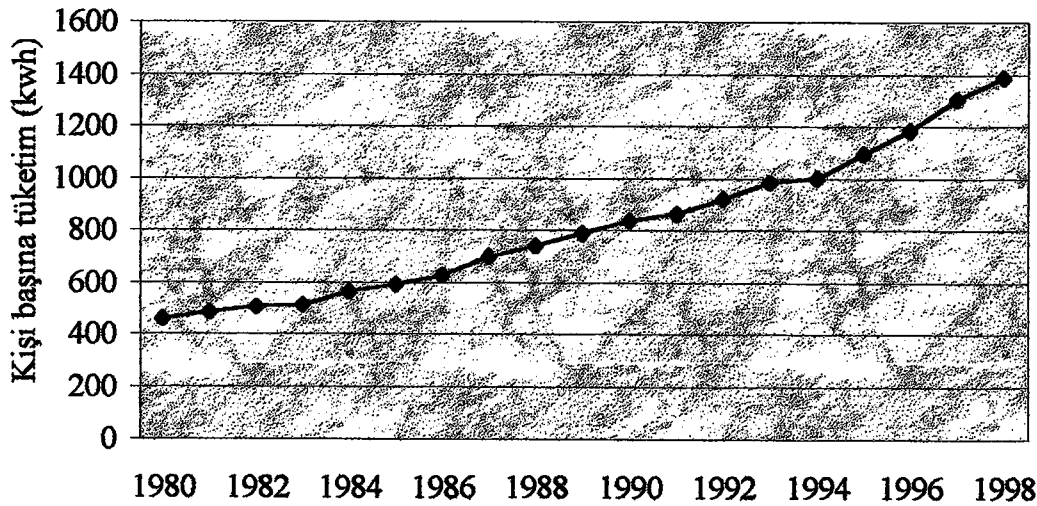
Nükleer gücün Türkiye'deki önemini açıklamadan önce bilgi açısından, enerji talebi, ülkemiz potansiyeli, elektrik üretimi ve tüketimi gibi kriterlerin incelenmesi gerekir. Bu konular çizelgeler ve şekillerle incelenecektir.



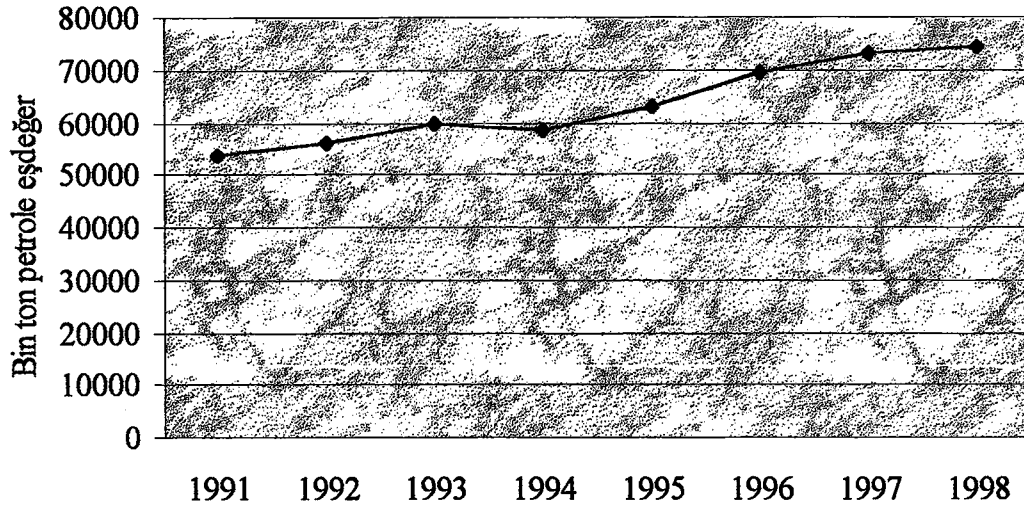
Türkiye’de 1950’li yılların ortalarına kadar nüfusun %70’e yakını kırsal bölgede yaşamakta ve tarımla uğraşmaktaydı. Bu nedenle, enerji talebi fazla değildi ve dolayısıyla elektrik enerjisi üretimi için daha çok kömürlü termik santraller kullanılıyordu. Bu tarihten günümüze kadar, nüfusta ve sanayileşmede değişim yaşanmaya başlanmış bu değişim enerji talebini arttırmıştır. Şekil 5.4 ’de; ortalama olarak yıllık artış oranı %4,97 olan toplam enerji tüketimi eğrisi, şekil 5.5’de; ortalama olarak yıllık artış oranı %6,35 olan kişi başına enerji tüketimi eğrisi, şekil 5.6’da; ortalama olarak yıllık artış oranı konutlarda %2,79 ve sanayide % 5,39 olan sektörel enerji tüketimi grafiği ve şekil 5.7’ de de; ortalama olarak yıllık artış oranı net üretim için %9,13 ve brüt tüketim için de %8.98 olan net enerji üretimi ile brüt enerji tüketim grafiği gösterilmiştir.



Şekil 5.4 Türkiye’de yıllara göre toplam enerji tüketimi eğrisi(Enerji Bakanlığı raporu,1998)



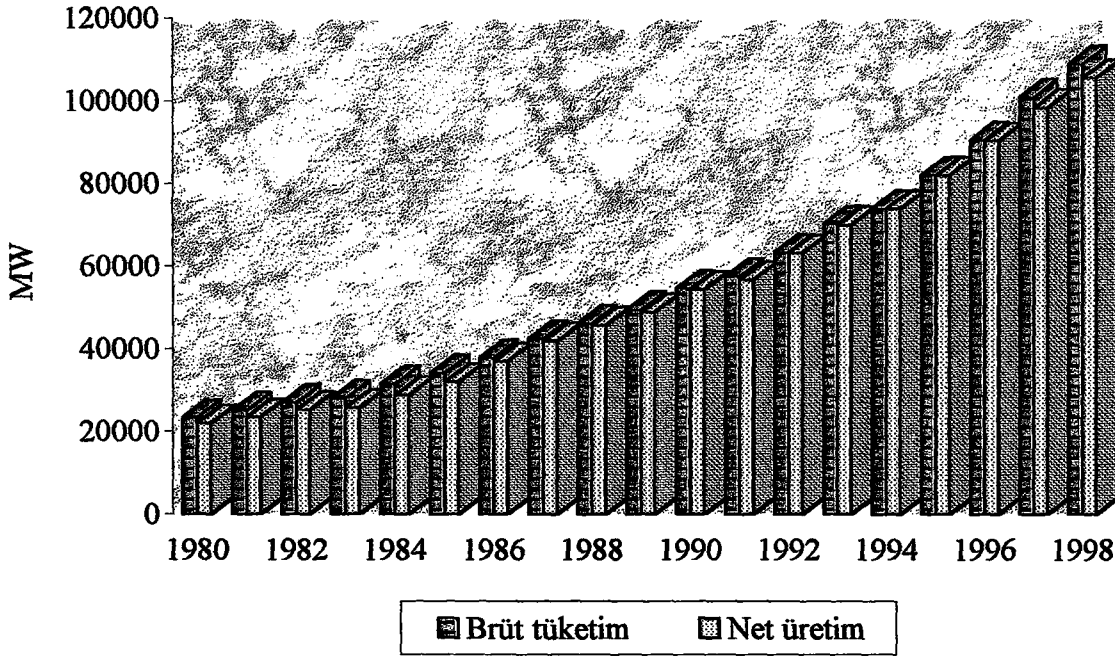
Şekil 5.5 Türkiye’de yıllara göre kişi başına enerji tüketimi eğrisi(Enerji Bakanlığı raporu,1998)



Şekil 5.6 Türkiye’de yıllara göre sektörsel enerji tüketimi(Enerji Bakanlığı raporu,1998)

Yıllar	Konut	Sanayi	Toplam Enerji Tüketimi
1991	15552	15181	53915
1992	16328	15454	56297
1993	16514	16333	59846
1994	15890	15263	58675
1995	17150	17354	63215
1996	18028	20028	69402
1997	19132	21863	73257
1998	18771	21558	74170

Çizelge 5.1 Türkiye’de yıllara göre sektörsel enerji tüketimi(Enerji Bakanlığı raporu,1998)



Şekil 5.7 Türkiye’de net üretim ve brüt tüketim(Enerji Bakanlığı raporu,1998)

Genel olarak enerji talebi birçok değişkene bağlıdır. Hemen aklımıza gelenler sosyal, ekonomik, iklimsel ve teknik faktörler sayılabilir. Bu nedenle enerji talebinin belirlenmesi, tüm bu faktörleri değerlendiren modeller yardımıyla yapılır.

Türkiye için kullanılan bugün kullanılan model, Uluslararası Atom Enerjisi tarafından geliştirilen MAED(Model For Analysis of Energy Demand) modelidir. Bu model, Türkiye’nin enerji talebini ve bu talep içerisindeki elektrik enerjisinin payını belirtmede, ekonomik ve sosyal yapıya uygun olduğundan dolayı seçilmiştir.

Günümüze kadar olan dönemde elektrik enerjisi talebi ortalama olarak yıllık %11’lik bir yüzdeyle büyümüştür. Yukarıda belirtilen model çerçevesinde öngörülen orta senaryoya göre Türkiye’nin talebinin 1990 yılına kadar yılda %11,7’lik bir artışla 65000 GWh’e, 1995 yılına kadar %11,1’lik artışla 110000 GWh’e, 2000 yılına kadar % 8,6’lık bir artışla 166000 GWh’e çıkması beklenmektedir. Yüksek senaryoda ise 2000 yılındaki talebin 197000 GWh’e kadar olacağı öngörülmektedir.

Ancak; 1998 Enerji Bakanlığı raporu verilerine göre, 1990 yılı enerji talebinin 56812 GWh ve 1995 yılı enerji talebinin ise 85552 GWh olduğu bilinmektedir. Şekil 5.7’de görüldüğü üzere; 1998

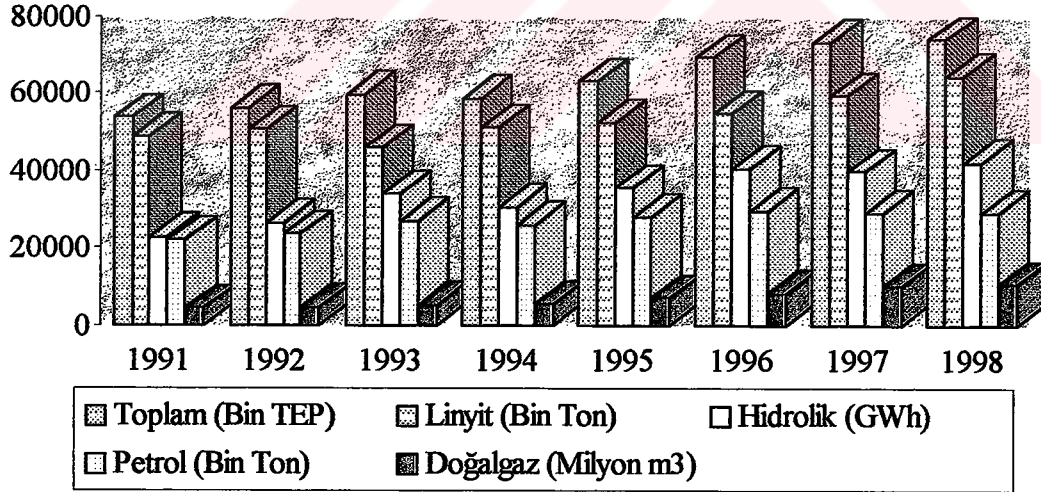


yılının net üretim değerinin 105499 MW olmasına karşın brüt tüketim değeri 108791 MW değerindedir. Net üretimin brüt tüketimi karşılayamaması sonucu bu aradaki enerji farkı(3299MW) dış ülkelerden alınarak dengelenmiştir.

Önümüzdeki yıllarda artacak talebi karşılamak üzere, kömür santralleri, fuel-oil santralleri, linyit santralleri, doğal gaz santralleri, hidroelektrik santralleri ve nükleer santraller gibi santral yapma seçenekleri vardır. Bu seçimin yapılmasında yerli ham kaynakların durumunun bilinmesi ve ağırlığın hangilerinde olduğunun görülmesi gerekir. Aşağıda ülkemiz rezervleri; çizelgeler ve şekiller halinde özetlenmiştir.

Taş kömürü	Linyit	Hidrolik		Ham petrol	Doğal gaz	Nükleer kaynaklar(ton)		Jeotermal (MW/yıl)	
(milyon ton)	(milyon ton)	Gwh\ yıl	MWh\ yıl	(milyon ton)	(milyar m <sup>3</sup> )				
						Doğal uranyum	Toryum	Elektrik	Termal
1126	8075	12379 9	35045	43,7	8,9	9129	380000	4500	31100

Çizelge 5.2 Türkiye'nin enerji potansiyeli(Enerji Bakanlığı Raporu,1998)



Şekil 5.8 Türkiye'nin ülke potansiyeli(Enerji Bakanlığı raporu,1998)

Demir çelik endüstrisinin baş hammaddesi olan taşkömürüdür. Ülkemizde çıkarılan taşkömürünün ısı değeri 6000-7000 kcal/kg'dır. Toplam kömür rezervinin  $1,126.10^9$  ton olmasına karşılık  $1,4.10^8$  tonu işletilebilecek durumdadır.

2000 yılında  $2,5.10^7$  tona yükselmesi beklenen yıllık üretimin ancak %10'unun elektrik enerjisi üretiminde kullanılacağı tahmin edilmektedir. Bu nedenle, bu santrallere elektrik enerjisi üretimi fazla olmayacaktır.

Külünde birçok radyoaktif malzeme bulunmasından dolayı ikincil uranyum madenleri olarak kabul edilen linyit kömürü ülkemizde bol miktarda bulunur. Ülkemiz rezervlerinin  $8,075.10^9$  ton olduğu bilinen linyitin ısı değerleri 1000-4800kcal/kg arasında olup, genelde %10-40 su, %10-30 kül ve %1-2 kükürt içerirler.

Türkiye hidroelektrik enerji açısından son derece zengin ülkeler arasındadır. Toplam hidroelektrik potansiyel 440000 GWh/yıl olup, 123799 GWh/yıllık (35045MW/yıllık bir güce karşılık gelir) kısmı ekonomik ve teknik açıdan önem kazanmaktadır.

Ülkemiz petrol açısından oldukça fakirdir. Toplam rezervin  $43,6.10^6$  ton kadar olduğu bilinmektedir. Petrol ihtiyacının çoğunluğu dış ülkelere sağlanmaktadır.

Bu tip santrallerin kuruluş maliyetlerinin diğerlerine göre düşük olması, işletim kolaylıkları ve devreye girebilme ve çıkabilme özelliklerinin iyi olmasına karşın, hammadde azlığı ve dışa bağımlılık sebebiyle bu tip santrallerin kurulmasında ekstra bir dikkat gerektirecektir.

Diğer bir alternatif, bazı fuel-oil santraller maliyeti daha ucuz olan doğal gaz santrallerine dönüştürülmesidir. Ancak; doğal gazın ülke rezervi  $8,9.10^9$  m<sup>3</sup> olduğundan yakıt dışarıdan sağlanacağından bu santrallerin elektrik üretimi için yapılması uygun görülmemektedir.

Jeotermal enerji, yerkabuğu içerisinde bulunan yüksek sıcaklıklara kadar ısınmış sularla elde edilen bir enerji türüdür. Türkiye'nin jeotermal potansiyelinin 4500MW olduğu tahmin edilmektedir. Yer altı sularındaki bor konsantrasyonu ve buna benzer problemler çevre sorunları yarattığından, pilot bölge olarak seçilmiş olan Kızıldere' de ancak 250 MW'lık bir güç santrali kurulabilecektir.

Nükleer santrallerin yakıt malzemesi olan uranyum rezervimiz 9129 ton kadardır. Bu rezerv ancak 2500 MW'lık bir nükleer santral ekonomik ömrü boyunca besleyecek kadardır. Bu nedenle, uranyum tüketecek nükleer santral gereksinimleri dış ülkelere sağlanacaktır.

Alternatif olarak; Ülkemizde 380000 ton olarak belirlenen toryum miktarının dünyadaki toryum rezervlerinin %54'ü olduğu göz önüne alınırsa, toryum yakıtı ile çalışan santraller kurulabilir.

Enerji açığını karşılamak üzere kullanabilecek olan güç santralleri; hidroelektrik santraller, linyit, nükleer, fuel-oil, gaz türbini, kömür ve jeotermal santraller olarak sıralanabilir. Bu türlerden oluşturulacak bileşimin talep enerjiyi karşılamadaki durumu her bir santralin yük durumuna bağlıdır.

Yukarıdaki istatistik verilerden görüldüğü üzere artan enerji talebinin karşılanması için, 6-7 yıl içinde tamamlanması ve kredi maliyetleriyle beraber 4-4,5 milyar dolara mal olması ve yap-işlet-devret modeliyle yapılması istenen 10 GWh'lik bir kapasiteye sahip 1200-1400 MW gücündeki nükleer santralin kurulması öngörüldü.

Nükleer santralin kurulma kararı, kamuoyunda Çernobil kazasının etkilerini göz önüne getirdi ve büyük bir tepkiyle karşılandı. Nükleer santral karşıtları tarafından; nükleer enerjiden çok, hidroelektrik ve doğal gaz potansiyelinin yeterince değerlendirilmediğini, bakım sorunları, iletim hatlarının ve kaçak kullanım sebebiyle %22-23 düzeylerine çıktığı söylenen enerji kaybının iletim ve dağıtım şebekesinin iyileştirilmesine harcanması gerektiğini ve ayrıca bir nükleer santral kurulsa bile, çevreye radyasyon sızması konusunda halkın bölgeden uzaklaştırılması için plan, gerekli ulaştırma ve taşıma yapısının olmadığı, santralden çıkacak radyoaktif artıkların depolanma sorunu olduğu, kurulacak nükleer santralin, Türkiye'nin konumu itibarıyla dost ülkelerle çevrili olmadığı için herhangi bir savaş ve(uçak çarpması, füze saldırısı vb.) terörist saldırısı durumunda hedef haline geleceği ve bu sebeple, nükleer bir felakete yol açacağı ve kamuoyunda hararetle tartışılan bir diğer konu da; Türkiye'nin deprem kuşağı üzerinde olmasından dolayı yapılacak santralin depreme karşı dayanıklı olamayacağı savunuldu.

Tüm bu karşıt fikirlere rağmen ülkemizde santral kurucusu TEAŞ(Türkiye Elektrik Üretim İletim A.Ş) tarafından, TAEK(Türkiye Atom Enerjisi Kurumu) Başkanlığına bir rapor sunularak yer lisansı başvurusu yapıldı. Raporda; nükleer santralin kurulması için, topografik, jeolojik, jeoteknik, hidrolik, sismolojik ve meteorolojik özellikleri en uygun olan yerin Mersin ilinin yakınlarındaki Akkuyu kasabasının ilerisindeki bir koy olduğu tespit edilmiştir.

Santralin kurulacağı yerin Akkuyu olarak seçilme nedenlerinden önemlileri; uçak çarpması, kimyasal patlamalar, sabotaj, gemi çarpması vb. gibi durumları içeren insan kaynaklı olayların

olabilirliğinin az oluşu, 320 kilometrelik bir alan içinde yapılan sismoteknik araştırmalara göre, aktif olduğunu gösterir herhangi bir jeolojik ve mikrosismik bulguya rastlanmaması, en yakın fayların Karaman-Mut(50-55km), Kozaağaç(30-35km) ve Silifke'deki Korkinos kentinin(35km) olduğu ve en yakın aktif fay hattının yaklaşık 150km uzaklığındaki Ecemiş fay hattının olduğu sayılabilir.

Akkuyu'nun santral yeri olarak onaylanmasıyla santral yapımı için ihale açıldı. İhale şartnamesinde; toplam gücü 2800 MW'a yükseltecek ikinci bir ünite opsiyonu, yapılacak nükleer santralin 6,5 büyüklüğündeki depreme karşılık gelen 0,25g ivmeye dayanıklı yapıda olması ve sadece reaktör değil uçak çarpmasına, bomba, füze ve terörist saldırılarına karşı reaktör kalbinin kontrol dışı kalmaması için dayanıklı ilave bir fiziksel koruma opsiyonu da şart koşulmuştur.

İhalenin açılmasıyla kamuoyunda yeniden nükleer enerjinin gerekli olup olmadığı konusunda tartışmalar gündeme geldi. TEAŞ yetkilileri; depremsellik, altyapı, ulaştırma, uçak çarpması gibi problemlerin ihale şartnamesinde çözüldüğünü belirtmesine rağmen, bu sefer de; radyasyon uyarı sisteminin olmadığı ve santralden çıkacak radyoaktif artıkların çevreye zarar vereceği gibi iddialar önem kazanmaya başladı.

Bu karşılık TEAŞ yetkilileri; 1986 yılından itibaren TAEK tarafından ülkemizi etkileyecek bir radyasyon sızıntısı olması durumunda havadaki gama radyasyonunun artışını algılayıp uyarı verecek Radyasyon Erken Uyarı Sisteminin(RESA) çalışmalarına başladığı ve 1999 yılı içerisinde radyasyon ölçümü için Greiger Müller dedektörü kullanan bilgisayar kontrollü 15 adet istasyonun aktif kullanıma geçtiğini belirtmiştir.

Ayrıca, radyoaktif artıkların çevreye zarar vermesini önlemek için de; reaktörden çıkan artıkları soğutacak ve artıklardan yayılan nötronların santral personeline zarar vermesini önleyecek santral içerisinde derinliği 15 metreyi bulan su havuzlarının yapılacağı, bu havuzların denizden ya da başka kaynaklardan sağlanan suyla soğutulurak(havuz sıcaklığı 70-80°C oluyor) 20 yıl boyunca saklanabileceği belirtilmiştir. Yine TEAŞ yetkilileri tarafından; 15GW gücündeki 20 nükleer santralin ürettiği 15000 ton artık yakıt uranyumun son derece yoğun bir element olması sebebiyle(demirin üç katı) olimpik ölçülerdeki bir yüzme havuzuna sığabileceği söyleniyor.



Havuzdan çıkarılan artıkların da; 5 metre yüksekliğinde 3 metre çapında beton kaplara koyularak birkaç sene havada soğutulduktan sonra camlaştırılıp toprağın jeolojik olarak kararlı 1000-1500metre derinliğindeki galerilere gömülmesiyle çözüleceğini belirtiyorlar.

Ancak bu açıklamalar bile, kamuoyunu tatmin etmemiş ve nükleer enerjiye şüpheyle bakılmasına devam edilmiştir.

İhalenin açılmasıyla Türkiye’de kurulacak olan ilk nükleer enerji santralinin yapımı için üç uluslar arası konsorsiyum teklif vermiştir. Bunlardan ilki; AECC(Aton Energy Of Canada LTD), Hitachi ve Itochu(Japonya), Gama endüstrisi ve Gürış İnşaat(Türkiye), Ansaldo(İtalya) ve Daewoo(Güney Kore)’den oluşuyor. Bu konsorsiyum; yakıt olarak doğal uranyum ve nötronların yavaşlatılması için ağır su kullanan, Kanada tarafından geliştirilen yan yana kurulması planlanan her biri 650MW’lık Candu-6 tipindeki reaktörü önermektedir.

Bu santralin, zenginleştirilmiş yakıt kullanan santrallere göre üstünlüğü, yakıt sağlamada ileride karşılaşılabilecek olan siyasi ya da başka kaynaklı darboğazları ortadan kaldırmasıdır. Çünkü Türkiye, geliştirilmemiş olsa bile 9129 ton civarında uranyum rezervine sahiptir. Öteki santrallere göre kötü bir yanı da, dört kat fazla yakıt harcanması ve bunun sonucu olarak, daha çok radyoaktif artık üretilmesine sebep olmasıdır. Bu konsorsiyum; Kanada’da, Güney Kore ve Romanya’da yeni yapılan, yapımı süren ya da çalışır vaziyette 25’in üzerinde nükleer santrali referans olarak göstermiştir.

İkinci konsorsiyum; Siemens ve Hochtief(Almanya), Framatome, Gec-Alstom ve Campenon Bernand(Fransa), Garanti-Koza İnşaat ve Tekfen İnşaat(Türkiye) oluşuyor. Bu konsorsiyumun önerdiği, güvenlik sistemlerinin çok üstün olduğu için ihale fiyatı çok yüksek olan Siemens’in alt kuruluşu Kraftwerk Union(KWU) tarafından geliştirilen yakıt olarak zenginleştirilmiş uranyum ve nötronların yavaşlatılması içinse hafif su kullanan Convoy-412 tipli PWR önermişlerdir. Bu konsorsiyum; son dönemde yapmış olduğu ya da yeni işletmeye aldığı nükleer santral olmadığından referans gösterememiştir.

Ve üçüncü konsorsiyum da; Westinghouse, Raytheon ve Duke(ABD) ve Enka İnşaat(Türkiye) oluşuyor. Bu konsorsiyum ise; reaktörlerin depreme karşı çok dayanıklı olacağının altını çizdikten sonra, Mitsubishi tarafından üretilen yakıt olarak zenginleştirilmiş uranyum ve nötronların yavaşlatılması içinse hafif su kullanan PWR önermişlerdir. Bu konsorsiyum; ABD’deki nükleer

santrallerinin yanı sıra son olarak Japonya-Kobe’de yapılan işletmeye alınmış iki santrali referans olarak göstermiştir.

Bu seçimde doğal olarak; teknolojik öğelerin yanı sıra firmaların ulusal hükümetleri aracılığıyla devreye soktuğu siyasi baskılar ve seçeneklerin sağlayacağı siyasi yarar ve zararları da hesaba katılarak karar verilmesi beklenmektedir.

Halen kurulu bulunan sistemin, enerji iletim hatlarının yetersizliğinden ve bakımlarının zamanında yapılmamasından dolayı enerji kaybı çok büyüktür. Bazı yıllar bu kayıp üretilen enerjinin % 13’üne kadar çıkmıştır. Enerji Bakanlığı raporu(1998) verilerine göre; 1980 ile 1998 yılları arasındaki kayıp miktarının ortalama olarak % 11,88 oranında artarak 20569 MW’lık değerine ulaştığı yönündedir. Bu değer, net enerji üretiminin % 19,49’una eşittir.

Enerji talebinin güvenilir olarak karşılanması; sistemin yedekleme oranına, gerekli bakım ve onarımların yedeklemenin sağlayacağı rahatlıkla kolaylıkla yapılmasına ve hat kayıplarının en aza indirilmesine bağlıdır.

1990-1998 yılları arasındaki Enerji Bakanlığına verilerine göre oluşturulan grafikler incelendiğinde; Türkiye’deki tüketiminin sadece kişi bazında değil, sektörsel enerji bazında da arttığı ve net üretimin brüt tüketiminin karşılayamaması sebebiyle dış ülkelerden enerji alır duruma geldiğimiz görülmektedir.

Sonuç olarak; Türkiye’nin enerji açığının kapatılması amacıyla yeni kaynaklara yönelmesi ve kendisi için uygun olanı seçmesi doğaldır. Bu sebeple; nükleer enerjiden yararlanılarak elektrik üretilmesi kaçınılmazdır. Burada aklınıza, bazı ülkelerin nükleer enerji santrallerini kapatma kararı alması gelebilir. Ancak, şekil 5.3’ten de görüldüğü gibi; nükleer enerji tüketimindeki bu azalma küçük değerlerde olup hala en çok Avrupa ülkeleri tarafından tüketilmektedir. Kapatma kararı hakkında yetkililerimiz; o ülkelerdeki nüfus artışlarının azalmaya başlaması sebebiyle enerji ihtiyaçlarının düştüğü yolunda bir açıklama yapmışlardır.

Ancak; ihale bugün sonuçlansa kurulması planlanan santralin 6-7 yıl içinde devreye girebileceği, ülkemizde bugün bile enerji açığı bulunuyorken 6-7 yıl nasıl bekleneceği(o zaman ki taleplerin karşılanmasına yetebilecek mi) ve her şeye rağmen yap-işlet-devret modeliyle kurulsaydı, üretilen elektriğin TEAŞ’a iki kat pahalıya satılacak olması merak konusudur. Bu nedenle, demode bir

nükleer santralin kurulması yerine; fisyon santrallerinin artık problemi, verim vb. için yapılan yeni araştırmalar, çok az artık ve büyük bir enerji üretebilen füzyon reaktörleri araştırmaları beklenmeli ve bu bekleme sürecinde; bazı yıllar üretilen enerjinin % 13'üne kadar çıkan hat kayıplarının azaltılması, yenilebilir enerji kaynaklarına yönelinmesi(güneş, rüzgar vb.) ve elektrik kaçağının önlenmesi için daha ağır hukuki yaptırımların uygulaması gerekmektedir.

Ya da alternatif olarak; ülkemizde de bazı şirketlerde kullanılan, enerjinin hem elektrik hem de ısı formlarında aynı sistemden beraberce üretilmesiyle oluşturulan kojenerasyon(birleşik-güç-sistemi) sisteminden yararlanılabilir. Bu sistemde; elektrik üretiminin yanında sistemden dışarıya atılacak olan atık ısının büyük bir bölümünün de kullanılabilir enerjiye dönüştürülmesi amaçlanır. Elektrik üreten bir gaz türbini ya da motorun kullandığı enerjinin %30-40 kadarını elektriğe çevirebilmesine karşın, kojenerasyon sisteminde; atık egzoz ısısının gaz türbini veya diğer tahrik makineleri yoluyla, atık ısı kazanına ulaştırılmasıyla buhar, sıcak su, kızgın su ya da kızgın yağ üretilmesiyle toplam enerji girişinin % 70-90 değerine çıkması sağlanabilir.

Bu sistemin sağladığı avantajlar; enerjiden % 42 seviyesinde tasarruf edilmesi, enerji çevriminin tüketim yerinde gerçekleştirilmesi sonucunda elektrik enerjisi iletim ve dağıtım kayıplarının yok edilmesi, merkezi santrallere göre daha kısa inşaat ve devreye alma sürelerinin sağladığı hızlı elektrik enerjisi arz satışı, çevreye atılan katı, sıvı ve gaz madde miktarının, elektrik üreten merkezi enerji santrali veya buhar üreten bir endüstri kazanına göre daha az olması, sanayi tarafından tüketilen elektrik enerjisinin az sayıda merkezi santral yerine, dağılmış bir şekilde endüstriyel tüketim yerlerinde üretilmesinin ulusal güvenliğe sağlayacağı katkı şeklinde sayılabilir. Ülkemizde kojenerasyon yöntemiyle üretilen enerji, toplam enerji üretiminin % 0.58'ine eşittir.

Hükümetimiz tarafından çıkartılabilecek olan yeni bir kanunla; büyük sanayi bölgelerinde, fabrikalarda ve özel şirketlerde kojenerasyon yoluyla enerji üretimi şart koşulabilir.

**KAYNAKLAR:**

Akleyev AV., Kossenko MM., Silkina LA., Degteva MO., Yachmenyov MA., Awa A., Akiyama M., Veremeyeva GA., Vozilova AV., Kyojumi S., et al,(1995), "Stem Cells", 13 Mayıs 1995, Suppl 1:58-68.

Aybers N.ve Bayülken A., (1992), Nükleer Reaktörlerin Güvenliği, İstanbul Teknik Üniversitesi Yayınları, İstanbul.

Barbary F., (1998), "Med Confl Surviv", Jul-Sep 1998, 14(3): 197-207.

Bassett GW Jr., Jenkins-Smith HC., Silva C., (1996), "Risk Anal" Jun 1996, 16(3):309-19.

Bauchinger M., Salassidis K., Braselmann H., Vozilova A, Pressl S, Stephan G, Sinigiryova G, Kozheurov VP, Akleyev A. (1998), "Int J Radiat Biol.", Jun 1998, 73(6):605-612.

Boukhari ve Sophie, (1998), "UNESCO Courier", Jul/Aug98, Vol.51:47.

BP, (1999), BP Amoco Statistical Rewiew, [www.bpamoco.com](http://www.bpamoco.com)

Carter ve Luther J., (1997), "Bulletin of the Atomic Scientists", Jan/Feb97, Vol. 53:13.

Chuchalin AG., Grobova OM., Charniaev AL., Tatarsky AR., Hoffshir D., Voisin C., (1995), "Stem Cells", May. 1995,13 Suppl 1:276-82.

Çakır S., (1994), "Termonükleer Füzyon", Bilim ve Teknik Dergisi, Şubat 1994, 315:6-13, İstanbul.

Delakowitz B. ve Meinrath G., (1998), "Isotopes Environ Health Stud", 34(4):371-380.

Earth Island Journal, (1991a), Fall91, Vol. 6:26.

Earth Island Journal, (1992b), Winter92/93, Vol. 8:14.

Earth Island Journal, (1999c), Winter98/Spring99, Vol.14:16.

Endo A., Matsui T., Ohnuki T., Matsuno K., Katagiri H., (1992), "Health Phys ", Apr. 1992, 62(4):319-327.

Enerji Bakanlığı Raporu, (1998).

Grosche B., Lackland D., Mohr L., Dunbar J., Nicholas J., Burkart W., Hoel D., (1999), "J Radiol Prot", Sep. 1999, 19(3):243-52.

Gürdilek R., (1999a), "Nükleer cansimidi", Mart 1999, Bilim ve teknik dergisi, 376:26-29.

Özdilek R., (2000b), “Nükleer Teknolojiyle Tanışmak”, Bilim ve Teknik Dergisi, Mart 2000,388:40-46, İstanbul.

Gürdilek R., (2000c), “Füzyonda Türk Modeli”, Bilim Ve Teknik Dergisi, Sayı:388:54-59, İstanbul.

Handee WR., (1986), “Semin Nucl Med”, Jul 1986, 16(3):184-6.

Henderson, (1999), “Blood Weekly”, 12/27/99-01/04/2000, p6.

İlgım B., (1979), Kısa Atom Bilgisi, İstanbul Devlet Mühendislik ve Mimarlık Akademisi Yayınları, İstanbul.

Graw M., (1957), Nuclear power, Hill book company, Gaithersburg.

Jackson D., Zimmerman CH., Gray J., (1998), “J.Radiol Prot.”, Jun. 1998, 18(2):111-118.

Kadiroğlu K. O. ve Sökmen N. C., (1994), “Nükleer enerji ile elektrik üretimi ”, Haziran 1994, Bilim ve teknik dergisi, 319:26-31, İstanbul.

Kadiroğlu O., (1996), “Nükleer Kabus Çernobil”, Bilim ve Teknik Dergisi, Nisan 1996, 341:10-13, İstanbul.

Kershaw PJ., McCubbin D., Leonard KS., (1999), “Sci Total Environ”, Sep.1999, 30:237-238 ve119-132.

Lamarsh R. J., (1983), “Introduction to Nuclear Engineering”

Marshall W., (1983a), Reactor Tecnology, Vol:1, Oxford University.

Marshall W., (1983b), Nuclear Radiation, Vol:3, Oxford University.

Martin, James E., Fenner, Frederick D., (1997), “Public Health Reports”, Jul/Aug 1997, Vol. 112: 308.

Men’shik ZS., Chernikov VI., Kudriavtseva TI., (1997), “Gig Sanit”, Sep-Oct 1997, (5):25-27.

Miller DC., (1999), “Health Phys”, Feb. 1999, 76(2 Suppl):3-6.

Raloff J., (1992), “Science News”, 5/2/92, Vol. 141: 294.

Sinman A. ve Sinman S., (2000), “Füzyon enerjisi çok uzakta mı?”, Bilim Ve Teknik Dergisi, Mart 2000, 388:60-63, İstanbul.

Taylan S.A., (1990), “Nükleer Güç Santrallerinin Türkiye’nin Elektrik Şebekesindeki Yerinin Çok Kriterli Analizi”, Doktora tezi, İ.T.Ü, İstanbul.

Thomson, D., (1992), “Time”, 5/11/92, Vol. 139:53.

Togawa O., Povinec PP., Pettersson HB., “Sci Total Environ”, 30 Sep 1999, 237-238 ve 241-248.

U.S News&World Report, (1993), 5/10/93, Vol. 114:9.

Wilson J., (1998 a), “Popular Mechanics”, Jun98, Vol. 175: 54.

Wilson J., (1999 b)“Popular Mechanics”, Jan99, Vol. 176:70.

Wu C.,“Science News”, 4/10/99,Vol.155:229.





**ÖZGEÇMİŞ**

Doğum tarihi	7. 9. 1974	
Doğum yeri	İstanbul	
Lise	1988-1991	Suadiye Lisesi
Lisans	1992-1996	Yıldız Teknik Üniversitesi Mühendislik Fak. Elektrik Müh. Anabilim Dalı, Elektrik Müh. Programı
Yüksek Lisans	1997-2000	Yıldız Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Elektrik Müh. Anabilim Dalı, Elektrik Müh. Programı
Çalıştığı kurum	1997-Devam ediyor	AKTAŞ Elektrik A.Ş

