



1954

TMMOB

ELEKTRİK MÜHENDİSLERİ ODASI

**NÜKLEER GÜÇ (ENERJİ)
SANTRALLERİNİN İŞLETMESİNDEKİ
TEKNİK SORUNLAR VE ÇEVRE**

**ELEKTRİK MÜHENDİSLERİ ODASI
İZMİR ŞUBESİ
ENERJİ KOMİSYONU**



ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ
ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ
ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ
ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ
ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ БІЛІМ ЖӘНЕ ҒЫЛЫМ МИНИСТРЛІГІ

NÜKLEER REAKTÖR KORUMA KABUKLARI :

26 Nisan 1986'da Sovyetler Birliği'nin Çernobil Nükleer Enerji Santrali'ndeki kaza, kamuoyunda nükleer reaktör koruma kabuklarına karşı bir ilgi uyandırmıştır ve bu ilgi günümüzde de sürmektedir.

1990 Aralık ayında, A.B.D. Nükleer Denetleme Komisyonu (US-NRC), her biri farklı koruma kabuğuna sahip beş Amerikan nükleer enerji santralindeki şiddetli kaza riskleri ile ilgili bir incelemeyi tamamlamıştır. "**Şiddetli Kaza Riskleri: Beş A.B.D. Nükleer Santrali İçin Bir Değerlendirme**" (NUREG-1150) adlı bu incelemede, çözümlenen beş tasarımdan hiçbirinin şiddetli bir kaza sırasında sağlam kalmayı başaramayacağı bulunmuştur(1).

Koruma Kabuklarının Amacı

Bir nükleer reaktörün koru (çekirdeği) büyük miktarda radyoaktif madde içerir ve bunun çok küçük bir bölümü bile açığa çıksa binlerce kişinin ölümüne ve milyarlarca dolar maddi zarara yol açabilir. Böyle bir durumu önlemek için, çoğu reaktörün korunu çevreden yalıtın bir koruma kabuğu vardır. Koruma kabukları, belli başlı "tasarım esaslı" kazalar sırasında çevreye radyoaktivite yayılmasına bir engel oluşturmak üzere tasarlanmıştır. Genelde, koruma kabukları herhangi bir borunun patlaması halinde ortaya çıkacak basınca dayanmak üzere tasarlanır. A.B.D.'de yönetmelikler enerji santrallerinin koruma kabuklarının **70 psi'lik** (pound/square inch) bir basınca, yani bazı bombaların patlaması ile karşılaştırılabilecek bir güce dayanabilmesini gerektirmektedir. Tasarım esaslı bir kaza tipik olarak bir reaktör borusunun patlaması nedeniyle reaktörde soğutucu kaybını ve sonuç olarak da büyük miktarda yüksek sıcaklıkta buharın koruma yapısı içine boşalmasını içerir. Koruma kabuğu yoksa, buhar basıncı standart endüstriyel duvar ve çatıları patlatabilir ve atmosfere radyoaktivite yayılır.

Koruma Kabukları İçin Genel Tasarım Ölçütleri

US-NRC'nin koruma kabuğu tasarımı için genel koşulları şöyledir: "**Varsayılan kaza koşulları gerektirdiği sürece, güvenlik için önemli olan koruma kabuğu tasarım koşullarının aşılmadığını garantilemek amacıyla, çevreye denetimsiz radyoaktivite yayılmasına karşı, temel olarak sızdırmaz bir engel oluşturmak için, reaktör kabuğu ve ilişkili sistemler sağlanacaktır.**" Buradaki anahtar tümce, 'varsayılan kaza koşulları'dır. Başka yerlerde olduğu gibi Amerika'da da, bir koruma kabuğu olabilecek her kazaya dayanıklı olarak tasarlanmaz; 'kabul edilebilir' miktardan fazla radyoaktif madde yaymayan tasarım esaslı kazalara dayanmak üzere tasarlanır. Fakat tüm reaktörlerde koruma kabuğunun tasarım

esasını aşan kor erimesi ya da hidrojen patlamaları gibi kazalar olabilir.

Sızıntı-Oranı Belirleme

NRC, koruma kabuklarının tasarım esaslı kazalar için 'esasen' sızdırmaz olmasını zorunlu tutuyorsa da, bir miktar sızıntı her zaman olmaktadır. US-NRC genellikle reaktör koruma kabukları için günde %1'den az sızıntıya izin vermektedir.

Koruma kabukları üzerinde; reaktöre su sağlamak, güvenlik ekipmanına enerji iletmek ya da koşulları izlemek için borular, araçlar ve kabloların koruma yapısına girdiği-çıktığı çok sayıda nokta vardır. Kaynar su reaktörlerinde (**BWR**); (Amerika Birleşik Devletleri'ndeki tüm ticari reaktörler, buharın reaktör kabı içinde ya da bir buhar jeneratöründe üretilmesine bağlı olarak, ya kaynar su reaktörleridir ya da basınçlı su reaktörleridir (**PWR**), şekil 2.a,b) reaktörden türbin jeneratörüne buhar götüren ana buhar kanalları koruyucu kabuğun delindiği noktalar. Valfler ve kaynak noktaları, koruma kabuğunun bütünlüğünden ödün vererek sızıntı yapabilir. Koruma kabukları, aynı zamanda çalışanların bakım ya da onarım yapmak için girip çıktıkları kapı ve kapaklara da sahiptir ve bunlar da sızdırabilir. Sonuç olarak, koruma kabukları genellikle yönetmeliklerin istediği ideal sızdırmaz kalkanı sağlamamaktadır.

Hidrojen Denetimi

Nükleer enerji santralleri şiddetli kazalar sırasında tehlikeli boyutlarda hidrojen üretir. Bu kazalarda hidrojenin ana kaynağı, sıcak buharla uranyum oksit yakıt içlerini tutan tüpleri yapmakta kullanılan **zirkonyum** alaşımı arasındaki bir kimyasal reaksiyondur. Hidrojenin yanması ya da patlaması, koruma kabuğu içindeki güvenlik ekipmanını ve koruma kabuğu girişlerinin geçirimsizliğini bozarak ya da kabuğu aşırı basınçla zorlayarak, radyasyon yayılmasına yol açabilir. 1979'da Three Mile Island 2. Ünite'de olan kaza sırasında, zirkonyumun en az %50'si reaksiyona girerek hidrojen oluşturmuştu. Bu da koruma kabuğu içinde küçük bir hidrojen patlaması ve reaktörün içinde oluşan büyük bir hidrojen balonu ile sonuçlanmıştı.

Genel olarak, hidrojen patlamasını önlemek için iki teknik vardır; ya hidrojen yoğunluğunu patlama düzeyleri altında tutmak ya da koruma kabuğu içinde atıl hale getirilmiş veya oksijensiz bir atmosfer sağlamak. Hidrojen yoğunluğunu denetlemek için kullanılan tipik yöntemler, koruma kabuğu atmosferini arındırmak ya da havalandırmak (bunun çevreye bırakılan radyasyonu artırma sakıncası vardır) ve patlama düzeylerine ulaşmadan önce hidrojeni kullanmaktır.

Koruma Kabuğundan Isı Atılması

US-NRC kuralları aynı zamanda bir kaza sırasında koruma kabuğunun soğutulmasını da gerektirmektedir. Soğutma sistemi, "herhangi bir soğutucu kaybı kazasının ardından, başka ilgili sistemlerin işlevleriyle uyumlu olarak, koruma kabuğu basıncını ve sıcaklığını hızla düşürmeye ve onları kabul edilebilir düşük düzeylerde tutmaya" hizmet etmelidir. Koruma kabukları bu zorunluluğu yerine getirmek için genellikle, bir su fiskiyesi, soğutucu vantilatör ya da her ikisini birden kullanır. Koruma kabuğundan ısı atılması sisteminin ana bileşenleri düzenli olarak denetlenmeli ve tüm sistem periyodik olarak denenmelidir.

A.B.D. Koruma Kabuklarının Tipleri

Günümüzde Amerika Birleşik Devletleri'ndeki koruma kabukları, bir soğutucu kaybı kazasıyla başa çıkmak üzere iki temel stratejiden birini ya da bunların değişik biçimlerini kullanır. Koruma kabuğu ya patlayan bir borudan atılan buharın bir kısmını yoğuşturmak, böylelikle koruma kabuğu içindeki basınç artışını sınırlamak üzere tasarlanmıştır; ya da bir soğutucu kaybı kazasından kaynaklanacağı hesaplanan basınca kaba kuvvetle dayanmak üzere tasarlanmıştır. İlk tasarım basınç düşürme koruma kabuğu, ikincisi ise büyük, kuru koruma kabuğu diye adlandırılır.

Basınç Düşürme Koruma Kabukları

Şu anda basınç düşürme koruma kabukları, 38 adet General Electric kaynar su reaktöründe ve 10 adet Westinghouse basınçlı su reaktöründe kullanılmaktadır. Basınç düşürme tasarımının bir avantajı daha küçük ve daha ucuz bir koruma kabuğunun kullanılabilmesidir. Tipik bir GE Mark I koruma kabuğunun hacmi (2502 metreküp) çoğu büyük, kuru koruma kabuklarının hacminin yaklaşık onda biridir. Buna ek olarak, Westinghouse büyük buz kafeslerini buharı yoğuşturmak için kullanmaya dayanan farklı bir koruma kabuğu tipi de tasarlanmıştır.

Basınç düşürme koruma kabukları, Çernobil'de patlayan benzeri Sovyet grafit-yavaşlatıcılı kaynar su reaktörlerinde de kullanılmaktadır. General Electric kaynar su reaktörlerinin çoğu bu tip koruma kabuklarını kullanmakta olup, General Electric Mark I, Mark II, Mark III, koruma kabuklarının şematik çizimleri şekil 1.a,b,c'de gösterilmiştir. Çalışan bir Mark I reaktöründeki basınç koruma kabuğunun işlevleri şöyle açıklanabilir:

Bir soğutucu kaybı kazasında, örneğin Mark I reaktöründe olması halinde, buharın önce kuru-boşluk diyebileceğimiz "drywell"i dolduracağı, sonra simit şeklinde yapılan "torus"un içine akacağı ve su yüzeyinin altına bırakılacağı varsayılır. Bu operasyon sırasında buhar yoğuşacak ve koruma kabuğu içinde basınç birikiminin artmasını sınırlayacaktır ya da düşürecektir. Aynı anda acil kor-soğutma sistemi reaktörü suyla doldurarak çalışınca, halen "drywell"de bulunan buhar "drywell"in içinde birvakum oluşturarak yoğuşacaktır. Bu işlemlerden sonra gerekli valfler açılarak ve koruma kabuğu atmosferini atıl hale getirmek için kullanılan nitrojen gazının "torus"tan gerisin geriye "drywell"e akmasına izin verir. Mark II ve Mark III'ün fiziksel tasarımları farklıysa da koruma kabukları Mark I ile aynı biçimde işlemektedir.

Buz Yoğuşturmalı Basınç Koruma Kabukları

Bu tip koruma kabukları, Westinghouse tasarımı bazı santrallarda kullanıldı. Bu tip santralların yüzey platformlar üzerinde yapılabileceği ve çekilerek açık denizde demirlenebileceği beklentisi vardı. Böyle santrallar buharı yoğuşturmak için büyük buz kafesleri kullanacak, normal tasarımdan daha küçük ve hafif bir koruma kabuğuna sahip olacaktı.

Büyük, Kuru Koruma Kabukları

Combustion Engineering, Babcock & Wilcox ya da Westinghouse tarafından tasarlanmış olan Amerikan basınçlı su reaktörlerinin çoğu büyük, kuru koruma kabuklarına sahiptir. ABD'de toplam 59 adet santralda bu tip koruma kabukları bulunmaktadır. Bu yapılar soğutucu kaybı kazasının basınçlarına dayanması için gereken hacim ve çok sağlam ve dayanıklı bir yapıya sahip olacak biçimde tasarlanmıştır. İşte bu, çoğu insanın genellikle koruma kabı diye bildikleri kubbeli beton yapıdır.

Sübatmosferik Koruma Kabukları

Büyük, kuru koruma kabuğunun bir değişik biçimi, bir kaza sonrasında koruma kabuğu içindeki ilk basınç yükselmesinin ardından, içerde hafif bir vakum yaratmak üzere bir soğutulmuş su fiskiyesi kullanan, mühendislik ve inşaat firması Stone & Webster'a ait bir tasarımdır. Vakum bir kez oluşturulduktan sonra, küçük koruma kabuğu sızıntıları, dışarıya radyasyon sızmasından çok içeriye hava sızması ile sonuçlanır. Mühendisler buna sübatmosferik koruma kabuğu adını veriyor, çünkü içerdeki basınç dışardaki atmosfer basıncının altındadır. A.B.D.'deki 7 santral sübatmosferik koruma kabuğuna sahiptir.

Koruma Kabuğunu Parçalayabilen Kazalar

NUREG-1150 incelemesinde, ABD-Nükleer Denetleme Komisyonu, yukarıda kısaca açıklanmış olan koruma kabuğu tasarımlarının herbirinin bozulmasına-yıkılmasına yol açabilecek aşağıdaki kaza gelişmelerini belirlemiştir:

Santralda Elektrik Kesilmesi. Bazı santrallarda tüm saha-dışı ve saha-içi AC elektrik kaynaklarının iflasi (**santralda elektrik kesilmesi**) en büyük kor erimesi nedenlerinden biridir. Elektrik enerjisi yokluğunda acil kor soğutması kaybı birkaç saat içinde tahribata yol açabilir.

Buhar Patlaması. Suya dökülen erimiş metal hızla büyük miktarda buhar üretebilir. Acil kor-soğutma sistemlerinin iflasi reaktör yakıt korunda bir erime olayına yol açabilir (uranyum oksit 2760 santigrat derecede erir). Erimiş kor reaktörün dibindeki suyun içine düştüğü zaman, ortaya çıkan buhar "**patlama**"sı reaktör kabının tepesini koruma kabuğu duvarına fırlatarak koruma kabuğu bozulmasına yol açar. Ya da erimiş kor, reaktör kabını eriterek koruma kabının dibindeki suya düşebilir. Ortaya çıkan buhar aşırı basınca ve koruma kabuğunun bozulmasına neden olur.

Yüksek-Basınç Erime İtkisi. Bir elektrik kesilmesinin ardından, eğer reaktör soğutma sistemi sağlam kalırsa, reaktördeki su kaynar ve buhar basınç-düşürme valfleriyle koruma kabuğu içine salınırsa kor açığa çıkacaktır. Sonuçta reaktör soğutma sistemi - kaynar su reaktörlerinde 1000 psi, basınçlı su reaktörlerinde ise 2200 psi'nin üzerinde - yüksek bir basınç düzeyinde kalırken, kor erimesi olur.

Reaktör kuru reaktör kabının dibini erittiğinde, sistemde kalan buhar basıncı erime koruma kabuğuna fıskırır. **Yüksek-basınç erime itkisi** adı verilen bu olay koruma kabuğunun hızlı ve doğrudan ısınması ve bozulması ile sonuçlanabilir.

Koruma Kabuğu "Bypass"ı. En ciddi kaza tiplerinden biri, koruma kabuğu dışındaki bazı boru sistemlerinin bozulmasını içerir. Bunun sonucunda reaktör soğutma suyu zarar gören borudan çıkarak koruma kabuğu yapısının dışına atılır. Zarar gören boru acil kor-soğutma sisteminin bir parçasıysa, bu durum bir erime olayı ile radyoaktif maddelerin sağlam bir koruma kabuğunu aşarak (bypass) dışarıya atılmasına yol açar. NRC bu tip bir kazayı ortak-yüzeyle sistemler soğutucu-kayı kazası olarak adlandırır. Böyle bir kaza yarım saatte korun açığa çıkması, 45 dakikada kor erimesi, bir buçuk saatten az bir sürede ise halk için 100 rem düzeyinde dozlarla sonuçlanabilir.

NÜKLEER ENERJİ SANTRALLARININ YAŞLANMASI

Bu raporda incelenen yaşlanma süreçleri sorunun yaygınlığına ve nükleer enerji santralının güvenli işletilmesi üzerindeki etkilerine göre seçilmiştir. Bu rapor hem PWR hem de BWR tipi santrallardaki yaşlanma olayını şu başlıklar altında inceleyecektir: **Boru incelenmesi, boru çatlaması, buhar jeneratörü túbü bozulması, reaktör basınç kabı ve desteklerinin kırılmaşması.** Bu rapor yaşlanma sürecinin kapsamlı bir incelemesi değildir, fakat yaşlanmaya bağlı olarak nükleer enerji santrali güvenliğinin bozulması hakkında aydınlatıcı bilgi sağlayacaktır.

I. BWR ve PWR Tipi Hafif Su Reaktörlerinde Boru İncelenmesi

9 Aralık 1986'da Williamsburg, Virginia yakınlarındaki Surry nükleer enerji santrali 2. Ünite'si ana su besleme borusunda feci bir arıza yaşandı. Ana buhar hattındaki bir valf kapanmış, diğer boru sistemlerindeki basıncı artırarak çok yüksek sıcaklıkta su taşıyan 40 cm. çapındaki bir borunun patlamasına neden olmuştur. **Borunun patlaması, anında buhara dönüşerek 4'ü daha sonra yaraları nedeniyle ölen 8 santral işçisini haşlayan, 136.000 litre suyun atılmasına yol açmıştır.** Kaza nedeni ana su besleme borusundaki "erozyon/korozyon"du. İlk konulduğunda 4 cm. olan boru kalınlığı kaza sırasında 1.5 mm.'den daha az, yani bir kredi kartı kadar incelmışti.

Surry kazasının nedeni resmi olarak "erozyon/korozyon" olarak adlandırılmıştı. Bu tür bozulmalar, sadece su taşıyan tek-fazlı tesisatta ve hem su hem buhar taşıyan iki-fazlı tesisatta oluşur. Zaman geçtikçe boruların iç yüzeyi korozyona uğrar ve bir oksit tabakası ortaya çıkar. Bu tabaka kaldığı sürece korozyon durur. Halbuki, oksit metalden daha zayıftır ve borulardan geçen sıvı oksiti aşındırır. Oksit tabakası bir kez aşındı mı, boru yine korozyona uğrar. Korozyon ve erozyonun dönüşümsel etkisi her bir sürecin tek başına yapacağından çok daha hızlı bir biçimde boruyu inceltir (2).

ABD Nükleer Denetleme Komisyonu'nun bu konudaki uyarısına yanıt veren 80'den fazla nükleer santraldan 34'ünün boru sistemlerinde erozyon/korozyon nedeni ile inceltme olduğu tesbit edildi. Etkilenen santralların yaşları onbeş ayla yirmi yıl arasında değişiyordu. Tesisatlardaki bu soruna hem BWR hem de PWR tipi santrallarda rastlanmıştır. Tesislerin santral

tiplerine göre ayrımı, boru incelenmesi bildiren 34 santraldan 27'sinin PWR, yalnızca 6'sının BWR olduğunu gösteriyor. 34 santraldan 18'i, Surry'deki kaza dahil, tek-fazlı tesisatta inceltme yaşamıştı, fakat NRC yine de santralların tek-fazlı tesisatları izlemesini zorunlu tutmayı gerektiren bir kanuni düzenlemeyi ihmal etmiştir (3). Surry Santrali ikincil yan tesisatında boru patlaması yaşanan tek nükleer tesis değildi. Portland, Oregon yakınlarındaki Trojan Santrali'nde 1982'deki böyle bir patlamanın sonucu olarak Portland General Electric (PGE), erozyon/korozyon belirtileri için iki-fazlı tesisatı izlemeye başlamıştır.

II. Kaynar Su Reaktörlerinde Boru Çatlamaşması

Veriler, kaynar su reaktörlerindeki (BWR) boru incelenmesinin basınçlı su reaktörlerindeki (PWR) olduğu gibi gözden kaçabilecek bir sorun olmadığını göstermişse de, BWR tipi santrallar tümüyle tesisat sorunlarından uzak değildir. A.B.D.'deki birçok BWR'de intergranüler gerilim korozyon çatlaması-intergranular stress corrosion cracking (IGSCC) olduğu bulunmuştur. NRC'nin Nükleer Reactor Regulation bürosundan metalürji uzmanı W.S. Hazelton, "dört yıldan fazla çalışan BWR'lerin tümünde bazı çatlaklar olduğunu varsayabilirsiniz." demiştir (4).

IGSCC oluşumu için üç ögenin varlığı şarttır: **Korozyona yol açıcı bir çevre, duyarlı malzeme ve "tensile" gerilim.** BWR birincil tesisatında, birincil soğutucu içindeki çözünmüş oksijen düzeyine bağlı olarak korozyona yol açıcı bir çevre oluşmaktadır. NRC'nin Boru Çatlakları İnceleme Grubu milyonda 0.2'lik bir oksijen düzeyinin, BWR boru sistemlerindeki duyarlı malzemeyle birleştiğinde, IGSCC'nin oluşumu için yeterince yüksek olduğu sonucuna varmıştır. Ne yazık ki, BWR'lerin birincil tesisatlarında yaygın olarak kullanılan 304 ve 316 tipi "austenitic" paslanmaz çelikler yüksek karbon içerikleri nedeniyle çok duyarlı malzemelerdir. Bunların duyarlılıkları, kaynak sırasında metal ısıtıldığında gerçekleşen çeliğin duyarlılaşmasına bağlı olarak artmaktadır. IGSCC'nin oluşması için son öge olan gerilme şiddeti; iç sistem basıncı, boru, sıvı ve yalıtımın ağırlığı; tesisatın ısıl genişlemesinin gerilimi ve normal işletme titreşimlerinden depremlere kadar değişen dinamik yükler tarafından üretilir (5).

IGSCC'nin kaynar su reaktörlerinin yeniden dolaşım tesisatı içindeki bazı alanları etkilediği bulunmuştur. IGSCC'ye bağlı olarak bozulma görülen yerler şunlardır: **Kaynak ısı etki alanları, genellikle kaynağın iki yanındaki alanlar; reaktör "safe end"leri dahil yüksek sıcaklıkta duyarlılaşmış bileşenler; kaynak metali; dirsek, valf ve T-elemleri içeren paslanmaz çelik döküm kaplar; yeniden dolaşım tesisatını reaktör kabına bağlayan kısım ve "safe end"ler gibi yüksek ısı gerilmelere maruz kalan alanlar** (6).

Düşük-karbon alaşımları (304L tip) ya da stabilize edilmiş paslanmaz çelik (347 tip) kullanımının bu duyarlılığın azaltarak yukarıda sözü edilen sorunları en aza indirebileceği saptanmıştır (7).

A.B.D.'de boru çatlakları ilk kez 1965'de Dresden I kaynar su reaktöründeki 15 cm. çaplı 304 tipi paslanmaz çelik borularda keşfedildi. Ondan sonraki yedi yıl içinde Dresden reaktöründeki borularda yirmiden fazla çatlak daha bulundu. Aynı dönemde, bazı reaktörlerdeki yüksek sıcaklıktaki ocakta duyarlılaşmış "safe end"lerde de çatlaklar keşfedilmişti. IGSCC, 1968'de Elk River tesisindeki yeniden dolaşım tesisatının "safe

end"lerinde, 1969'da La Crosse'da, 1970'de de Nine Mile Point reaktöründe bulundu.

İnceleme grubunun bulguları yalnızca, Almanya ve Japonya'daki BWR'lerde büyük çaptaki borularda çatlakların ortaya çıktığı 1978'e kadar geçerli oldu. NRC; bir Alman reaktörünün 65 cm.'lik "safe end"lerinde ve Japon BWR'sinin yeniden dolaşım yükseltici tesisatında keşfedilen çatlaklar ışığında NUREG 75/067 bulgularını yeniden değerlendirmek üzere Boru Çatlakları Grubu'nu tekrar biraraya getirdi. Grup, tüm Amerikan BWR'lerinin Japonya ve Almanya'dakilere benzer çatlaklar geliştirme potansiyeline sahip olduğu sonucuna vardı. Fakat US-NRC, çatlaklar belirli bir boyutun altında kaldığı sürece santrallerin IGSCC ile çalıştırılmalarına izin veriyordu ve bu kararın mantığını, artırılan ses-ötesi denemeler ve "**patlamadan-önce-sızdırır**" kuramında buluyordu (8).

Basit bir dille, Nükleer Düzenleme Komisyonu (NRC) tarafından uydurulmuş olan "**patlamadan-önce-sızdırır**" kuramı, **reaktör borularının patlamadan önce sızıntı yapacağını, böylelikle de, elektrik idarelerinin çatlağı belirlemesine ve onarmak üzere reaktörü kapatmasına izin vereceğini** varsayar.

Kuramsal olarak elektrik idareleri boru patlamadan ve korumalarına yol açabilecek bir soğutucu kaybı kazası (LOCA) oluşturmadan önce sızıntıyı keşfedeceklerini ve bir faciaya meydan vermeden problemlili tesisatı değiştireceklerini kabul etmektedir. Halbuki, NRC'nin eski başkanı Denton, Komisyon'a "patlamadan-önce-sızdırır" düşüncesinin kabul edilmiş bir yasa olmadığını bildirmiştir. Denton'a göre, "...Eğer gerçekten oralarda bir yerde sızdırmadan önce yarıya kadar ya da %55 oranında çatlamış bir boru varsa, o zaman artık sızıntıyı saptayıp durumu düzeltecek eyleme geçmek için çok az zaman kalmıştır."

Sonuç olarak, boru çatlakları için en iyi çözüm, tesisatı **düşük karbon ya da nükleer tipi paslanmaz çelik** ile değiştirmektir. Birçok santral bu yola gitmiştir, fakat bu hem pahalı hem de uzun zaman alan bir iştir. 1984'te, Georgia Power Company'nin Hatch-2 reaktöründeki tesisatı değiştirmesi, yedi buçuk ay sürmüş ve yerine konması gereken enerji gideri hariç 60 milyon doların üzerinde harcama yapılmıştır (9). Böyle harcamalar karşısında elektrik idareleri, boru çatlaması ile başa çıkmanın alternatif yollarını aramışlardır. Bu yöntemler şunları içerir: Boru kaynaklarının tabakalar halinde yapılması, endüksiyon ısı gerilim iyileştirmesi (IHSI), soğutma suyuna hidrojen eklenmesi ve mekanik gerilim iyileştirme işlemi (MSIP). Yukarıdaki önlemlerinde tam bir çözüm olmadığı sonradan görülmüştür. Örneğin, hidrojen ekleyerek soğutma suyunun kimyasını değiştirmek IGSCC etkisini azaltır, ama suyun radyasyona maruz kalma oranını 5 kat artırır.

III. Buhar Jeneratörlerinin Bozulması

Buhar jeneratörlerinin yaşlanmayla ilgili sorunlara en duyarlı reaktör bileşenlerinden biri olduğu kanıtlanmıştır. Yalnız basınçlı su reaktörlerinde bulunan buhar jeneratörünün işlevi birincil sistem soğutucusundan ikincil sistem soğutucusuna ısı transferidir. Şekil 2'de görüldüğü gibi, **birincil soğutucu radyoaktif ve kaynamaması için yüksek basınç altındadır**. Birincil soğutucu buhar jeneratörü içinden akarak ikincil sistem soğutucusunu ısıtır. İkincil sistem soğutucusu o kadar yüksek basınç altında değildir ve santralin türbinini işleterek elektrik üretecek buharı oluşturmak üzere kaynar. Buhar daha sonra

yoğusturucu içinde soğutulur ve sıvıya dönüşür. Sonra soğutucu ikincil sistemde yeniden dolaştırılır.

Amerikan PWR'lerinde kullanılan genellikle iki buhar jeneratörü tasarımı vardır; şekil 2'de görülen **tek-geçmeli buhar jeneratörü** ve şekil 3'de görülen **yeniden-dolaşımli buhar jeneratörü**. İşletme deneyimi sırasında, Westinghouse ve Combustion Engineering tarafından üretilen yeniden-dolaşımli buhar jeneratörlerinin yaşlanmayla ilgili süreçlere karşı daha duyarlı olduğu görülmüştür. Bu öncelikle buhar jeneratör tüplerinin nazik yapısına bağlıdır. Tasarıma göre PWR'lerin iki, üç ya da dört buhar jeneratörü olabilir. Her bir buhar jeneratörü, Inconel 600 (bir çeşit metal alaşımı) ve destek malzemesi olarak karbon çeliğinden yapılmış binlerce tübe sahiptir. 0.75-1.25 mm. kalınlığında ve 1.75 cm. çapındaki bu tüpler, radyoaktif birincil sistem ile ikincil sistem arasındaki ilk sınırdır (9).

Buhar jeneratörleri aşağıdakileri içeren birçok yaşlanma sorunlarına yatkındır. Bunlar; **wastage (sarfiyat)**, **denting (göçme)**, **pitting (çukurlaşma)**, **fretting (incelme)** ve hafif su reaktörlerindeki başka tip tesisatlarda da yaşanmış olan **intergranüler bozulma (IGA)**, **intergranüler gerilim korozyon çatlakları (IGSCC)**.

Wastage (sarfiyat!), tüplerin incelmeye ve sonunda da sızıntı yapmasına ya da patlamasına neden olan **dış yüzey korozyonudur**. Bu tür bozulma ikincil su sisteminde kullanılan sodyum fosfat katkılarından kaynaklanır.

Denting (çökme!), karbon çelik tüp desteklerinin üzerinde koruyucu olmayan magnetit birikimi nedeniyle oluşur. Bu da buhar jeneratörü tüplerinin biçimini bozar. Bu biçim bozulması tübün intergranüler gerilim korozyon çatlaklarına daha yatkın hale getirir.

İntergranüler bozulma (IGA) ve intergranüler gerilim korozyon çatlakları (IGSCC), BWR'lerdeki diğer boru sistemlerindeki bozulmalara neden olanlarla aynı öğeler tarafından oluşturulur. IGA'nın IGSCC'den farkı metal üzerinde gerilme olmadan da oluşabilmesidir. IGA ve IGSCC genellikle birarada ve hem tüplerde hem de tüp destek plakalarında oluşur.

Pitting (çukurlaşma!), buhar jeneratörü tüplerindeki bozulmanın bir başka biçimidir. "Pitting" genellikle jeneratörde artıkların biriktiği alanda görülür, tüplerin dışında oluşur ve düzensiz bir korozyonla sonuçlanır. Inconel 600 tüplerdeki pitting 100-200 santigrat derece arasında olur. Bu nedenle öncelikle buhar jeneratör tüplerinin ikincil tarafında görülür. Bu tür bozulmanın oluşumu genellikle aylar sürer, fakat bir kez başladı mı gittikçe artan bir hızla ilerler. Hizmetten olan çoğu buhar jeneratör tüplerinde, "pitting" in önemsiz olduğu sanılmışsa da (0.1 mm.) Millstone-2 ve Indian Point-3'te oluşan "pitting", tüp duvarının %40'ındaki bir bozulma ile çok daha önemli bir problem olduğu görülmüştür.

Fretting (incelme!), buhar jeneratörü tübünün tüp destek plakası yanındaki titreşimi nedeniyle tüp yüzeyinin incelmeye yol açar. Titreşimin nedeni, denting ve soğutucusunun anormal akışını da içeren birkaç öğe olabilir (9).

Buhar jeneratörü tüpleri, ister rakor ya da tapa ile takviye edilmiş olsun ister tümüyle değiştirilmiş olsun, bütün bunlar elektrik idaresi ve en sonunda da tüketici için pahalı bir çözümdür. 1982'de US-NRC, PWR'lerdeki yakıt yüklemesiyle ilişkili olmayan kesintilerin %23'ününün buhar jeneratörü tüplerindeki bozulmaya bağlanabileceğini hesaplamıştır. Buhar jeneratörü tüp onarımının maliyeti, önemli bir miktar tutsa da -

Kalifornia'daki San Onofre 1. Ünite'deki 6500 tübün rakorla takviyesi, 1980 yılında elektrik idaresine 68 milyon dolara mal olmuştur - toptan değiştirme maliyeti şaşırtıcıdır. Surry santrali 1979'da buhar jeneratörlerini değiştirirken, toplam maliyet 367 milyon dolardı. Michigan'daki D.C. Cook santralının bir ünitesi için 1988'de hesaplanan buhar jeneratörü değiştirme maliyeti, yerine konması gereken enerji gideri hariç, 160 milyon dolardı (10).

Sonuç olarak, bozulmaya uğrayan buhar jeneratörü tüpleri, gözden kaçtığı taktirde potansiyel olarak faciaya dönüşebilecek bir dizi olayı başlatarak patlayabilir. Bir buhar jeneratörü tübünün patlaması özellikle önemlidir, çünkü birincil (radyoaktif) ve ikincil (radyoaktif olmayan) soğutma sistemleri arasında kurulmuş engeli delerek ortadan kaldırır. Böyle bir delik yüksek basınçtaki birincil radyoaktif soğutucunun dakikada binlerce litrelik bir hızla ikincil sisteme akmasına izin verilebilir. Santrali işletenlerin bu olayı farkedemediği veya doğru karar vermediği durumda, ikincil sistemde artan basınç, ikincil sistemdeki acil durum valfları zorlayarak açar ve çevreye radyoaktif gaz yayılmasına neden olur.

IV. Basınçlı Su Reaktörlerind Reaktör Basınç Kabının ve Reaktör Basınç Kabı Desteklerinin Kırılmaşması

Reaktör basınç kaplarının nötronlarla ışınlama kırılmaşması, bir PWR'nin işletme ömrünü belirleyen tek başına en önemli öge olabilir. Basınç kabının tasarımı, tüm PWR'ler için genellikle aynıdır. Combustion Engineering (CE) ve Babcock and Wilcox (B&W) kendi kaplarını üretirler, diğer yandan Westinghouse kendi kaplarını ya CE, B&W, Chicago Bridge and Iron ya da Rotterdam Dockyard Company'den satın alır. Üretici kim olursa olsun, PWR kapları genellikle, kabın strüktürünü oluşturmak üzere biçimlendirilerek kaynaklanan, 20 cm. kalınlıktaki çelik plakalardan yapılır.

Bu bileşen ile ilgili en önemli yaşa bağlı mekanizma **kırılmaşmasıdır**. Kırılmaşma, uzayıp genişleyebilmesneyebilme özelliği (ductility), yani basınç kabı metallerinin çatlamadan gerilime dayanabilme özelliğinin kaybıdır. Bu durum, kabı oluşturan metallerin nötronlarla bombardımanından kaynaklanır ve metalin içerdiği bakır ve nikel miktarına ve nötrona maruz kalma ölçüsüne ya da akışına bağlanabilir. Reaktör basınç kabındaki metal radyasyonla bombardımana uğradığı zaman, yüksek enerjili atomik parçacıklar çelik duvardan geçerler. Bunu yaparken bu atomlar metalin atomları ile çarpışır ve onları yerinden oynatır. Zamanla bu uzayıp genişleyebilme-esneme özelliğinin kaybına neden olur.

İşinlanmamış bir kapta metal bu özelliğini 4.4 santigrat derecede kaybeder ve kap kırılmaştaştıkça-gevrekleştiçel, bu özelliğini kaybettiği ısı derecesi yükselir. Metalin mekanik özelliklerindeki böyle bir değişim, **sıfır uzayıp genişleyebilme için referans sıcaklığı "reference temperature for nil ductility" ya da RTndt** olarak nitelendirilir. Böylece, reaktör yaşlanıp basınç kabı daha fazla radyasyona maruz kaldıkça, RTndt ilk sınırı olan 4.4 santigrat dereceden 138-143 santigrat derecelere ya da aşırı durumlarda daha da fazlasına çıkabilir (11).

Reaktör kabı kırılmaşmasının ve ona eşlik eden RTndt değişiminin önemi, **basınçlı ısı şok "pressurized thermal shock" (PTS)**, karşısında gittikçe artan duyarlılıktır. Basınçlı termal şok, reaktör basınç kabının (RBK) şiddetli bir biçimde

aşırı-soğumasıyla ortaya çıkar. RBK teknik şartnameleri genellikle soğumayı saatte 38 santigrat derece ile sınırlar. Halbuki, bir aşırı-soğuma olayında kap saatte birkaç yüz derecelik bir sıcaklık düşüşü yaşayabilir. Kap sıcaklığındaki bu aşırı düşüş RBK duvarında termal gerilimler yaratır. RBK aşırı soğurken, birincil soğutma döngüsünde bir basınç düşüşü vardır. Birincil soğutucunun basıncındaki bu hızlı azalma, acil kor soğutma sistemindeki yüksek basınç enjeksiyon pompalarının kendiliğinden birincil döngüye soğutucu enjekte etmesine neden olur. Soğutucu enjeksiyonu RBK'ya yeniden-basınç-verirken, kap basınç gerilimleri ile karşı karşıyadır. Aşırı-soğuma ve yeniden-basınç-vermekle reaktör basınç kabı üzerine binen gerilimler, basınçlı ısı şoka neden olur (12).

Basınçlı Isıl Şok (PTS), aşağıdakiler dahil bir çok aksaklık tarafından başlatılabilir: **Aletlerin ve denetim sistemlerinin arızası, önemsiz-arıza soğutucu-kayı kazaları, ana buhar hattı patlamaları, su besleme borusu patlaması ve buhar jeneratör tübü patlaması**. Bu olaylardan herhangi biri bir PTS olayı başlatılabilir, fakat reaktör basınç kabının çatlama dayanımı yüksek kaldıkça, yan RTndt düşük kaldıkça, bu geçici durumlar RBK'da bir sorun yaratmayabilir. Fakat RBK'nın çatlamaya karşı dayanımı nötron bombardımanı yüzünden azaldıktan sonra, şiddetli aşırı-soğuma ile birlikte yeniden-basınç-verme olayı, RBK'nın iç yüzeyindeki bozulmaların kap duvarını delen bir çatlağa dönüşmesine neden olabilir.

Reaktör basınç kabının **yapısal-iflasının** gerçekleşmesi için birkaç öge birarada olmalıdır:

- (1) Kaptan çatlağa dönüşebilecek boyutta bir bozulma olmalıdır,
- (2) Kabın malzemesi içerdiği bakır ve nikel bağli olarak ışınlama kırılmaşlığına duyarlı olmalıdır,
- (3) Kabın (RTndt değerinde bir artışla gösterilen) uzayıp genişleyebilme özelliğinin azalmasına yol açacak kadar ışınlanmış olmalıdır,
- (4) Şiddetli bir aşırı-soğuma ve yeniden-basınç-verme durumunu başlatacak bir olay olmalıdır,
- (5) Sonuçta ortaya çıkan çatlak RBK'nın kor soğutma işini sürdürme yetisini etkileyecek boyutta ve konumda olmalıdır.

Bu tip bir kaza PWR'lerin tasarım esasını aşar: Acil kor soğutma sistemi ve koruma kabuğu dahil güvenlik sistemleri basınç kabındaki çatlaklara dayanmak üzere yapılmamışlardır. Radyoaktif yakıtı çevreleyen reaktör kabı olmadan reaktör korunu yeterince soğutmak olanaksız olacaktır. Bunun ardından da bir erime olayı gelecektir (13).

Basınçlı ısı şok her basınçlı su reaktörünü ilgilendiren bir güvenlik konusudur. Kaynar su reaktörleri için daha az önemlidir, çünkü ışınlama kırılmaşması BWR kaplarında o kadar şiddetli bir sorun değildir. Bu, BWR'lerde reaktör koru ve kabın duvarları arasında bulunan daha fazla miktardaki suya bağlıdır. Bu fazla su daha çok miktarda nötrona emer ve böylece RBK'nın duvarları daha az bombardımana uğrar. Aynı zamanda, bir BWR'nin duvarları bir PWR'ye göre daha incedir. Bu nedenle, bir soğuma olayı sırasında kabın dış ve iç duvarları arasında daha az ısı farkı, yani daha az gerilim vardır (14).

20 Mart 1978'de B&W tasarımı Rancho Secho nükleer santralında, bir denetim sistemi arızasının hız verdiği bir PTS olayı yaşandı. Bu olay bütünlük denetim sisteminde bir ampul değiştirme işi sırasında ortaya çıkmış, santraldaki bir teknisyenin bozulan bir ampulu değiştirirken denetim paneli üze-

rine düşürmüş, bu da denetim odası aletlerinde bir kısa devreye, sonunda da reaktör kabına yeniden-basınç-verilmesiyle aşırı-soğumaya yol açmıştır (15). Bu olay o güne kadarki en şiddetli ve en uzun süreli aşırı-soğuma olayıdır ve ısı değişikliği saatte 149 santigrat derece olmuştur.

Felaket Boyutunda Kırılmalı Kazası (Catastrophic brittle failure)

Bu tip bir kaza güvenlik sistemlerinin tasarım esasını aşar ve reaktör soğutma kapasitesinin tümüyle kaybedilmesiyle sonuçlanabilir. Bu kazanın oluşması için üç koşul bulunmalıdır:

- (1) Kritik boyutta bir bozulma olmalıdır,
- (2) Bozulmanın çatlağa dönüşecek ucunda kritik gerilimi yaratmak için destek üzerinde yeterli bir yük olmalıdır,
- (3) Isı, çatlakta yarılmayı sağlamaya yetecek düşüklükte olmalıdır.

Yapısal çelik desteklerin kırılmaşmasının tehlikesi şudur: Nötron bombardımanı metali o kadar ısınlamıştır ki, metal taşımak üzere tasarlanmış olduğu bileşik yüklerin gerilimi altında çatlar.

SONUÇ

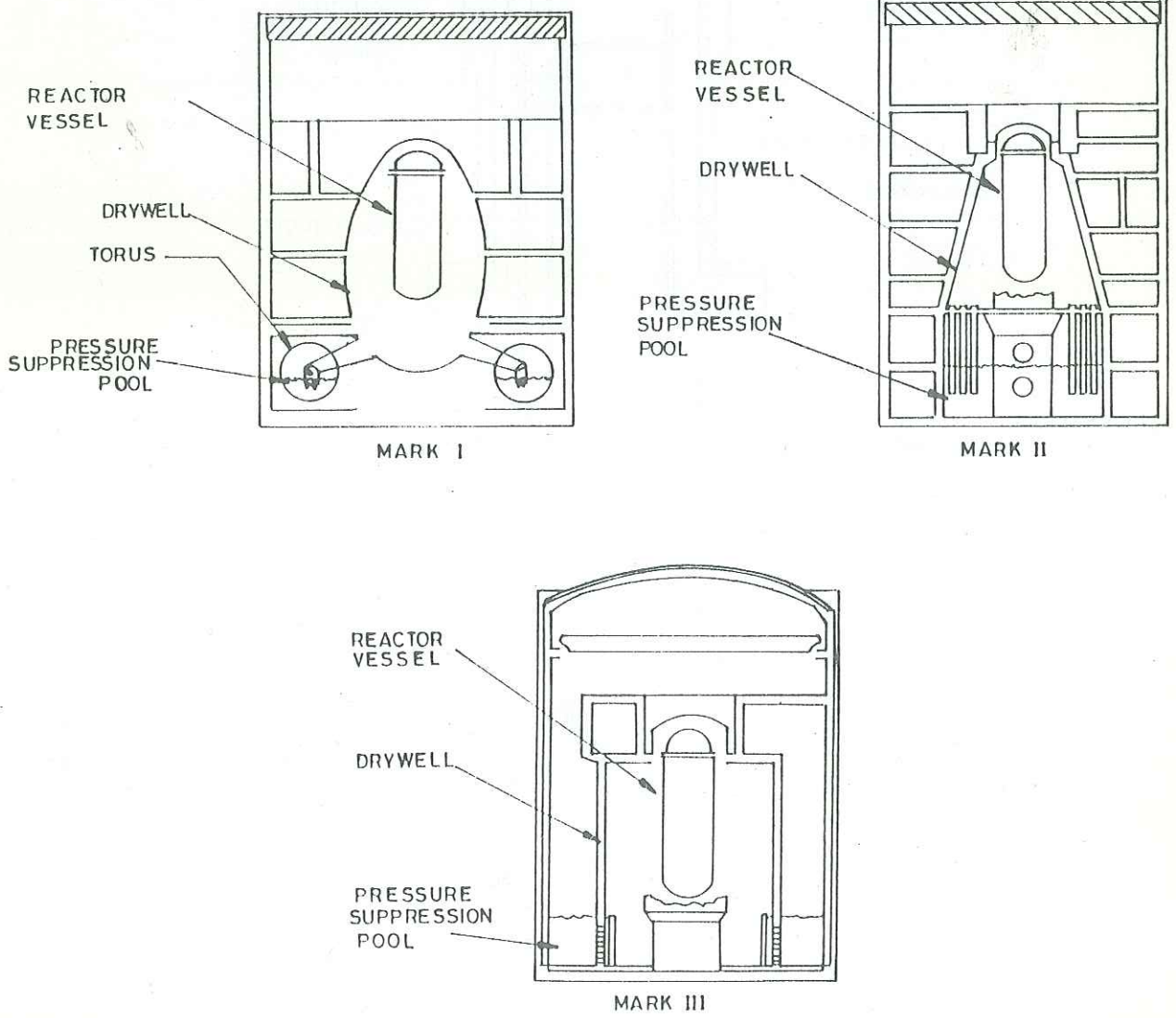
Nükleer enerji santrallerinin yaşlanması, hem nükleer endüstrinin hem de nükleer enerji santrallerine sahip olan ülkelerin nükleer düzenleme komisyonlarının karşı karşıya oldukları en önemli konulardan biridir. Yaşlanma ve koruma kabuğu ile ilgili kazalar ve onların nükleer enerji santrali işletmesinin güvenliği ve ekonomikliği üzerindeki etkisi, elektrik idarelerinin nükleer santralleri lisanslarının sonuna kadar ya da daha uzun bir süre işletip işletmeyeceklerini belirleyebilecektir. Güvenliğe ilişkin endişelerle birlikte gittikçe artan işletme ve bakım giderleri nedeniyle, çoğu elektrik idaresi, santral-sökümünün (decommissioning) santral ömrünü uzatmaktan daha uygulanabilir bir seçenek olduğunu görebileceklerdir.

A.B.D. Enerji Bakanlığı (DOE) ile anlaşmalı olarak NRC için hazırladığı bir raporda Idaho Ulusal Mühendislik Laboratuvarı, belli başlı hafif su reaktörü bileşenlerinin geri kalan ömürlerinin bir değerlendirmesini yapmıştır (NUREG/CR-4731). Bileşenler, santral güvenliği ile ilişkilerine göre seçilmiş ve öncelikleri belirlenmiş olup yukarıda tartışılan tüm sistemleri ve yapıları içermiştir. Fakat, NRC aynı zamanda santral güvenliğini olumsuz etkileyebilecek olan mekanik sistemlerdeki ve elektrik sistemlerindeki yaşanan şu bileşenleri de belirlemiştir: **Motorlu valfler, solenoidli valfler, çekvalflar, elektrikli acil durum valfları, "snubber"lar, kompressörler, ısı değişim üniteleri, motorlu şarj üniteleri, invertörler, motorlar, "bistable"lar, transformatörler, konektörler, elektrikli uzaktan kumandalı ünitelere ek olarak, yüksek ve alçak basınç acil kor soğutma sistemleri, atık ısı atıcı sistemler ve yardımcı su besleme sistemleri.**

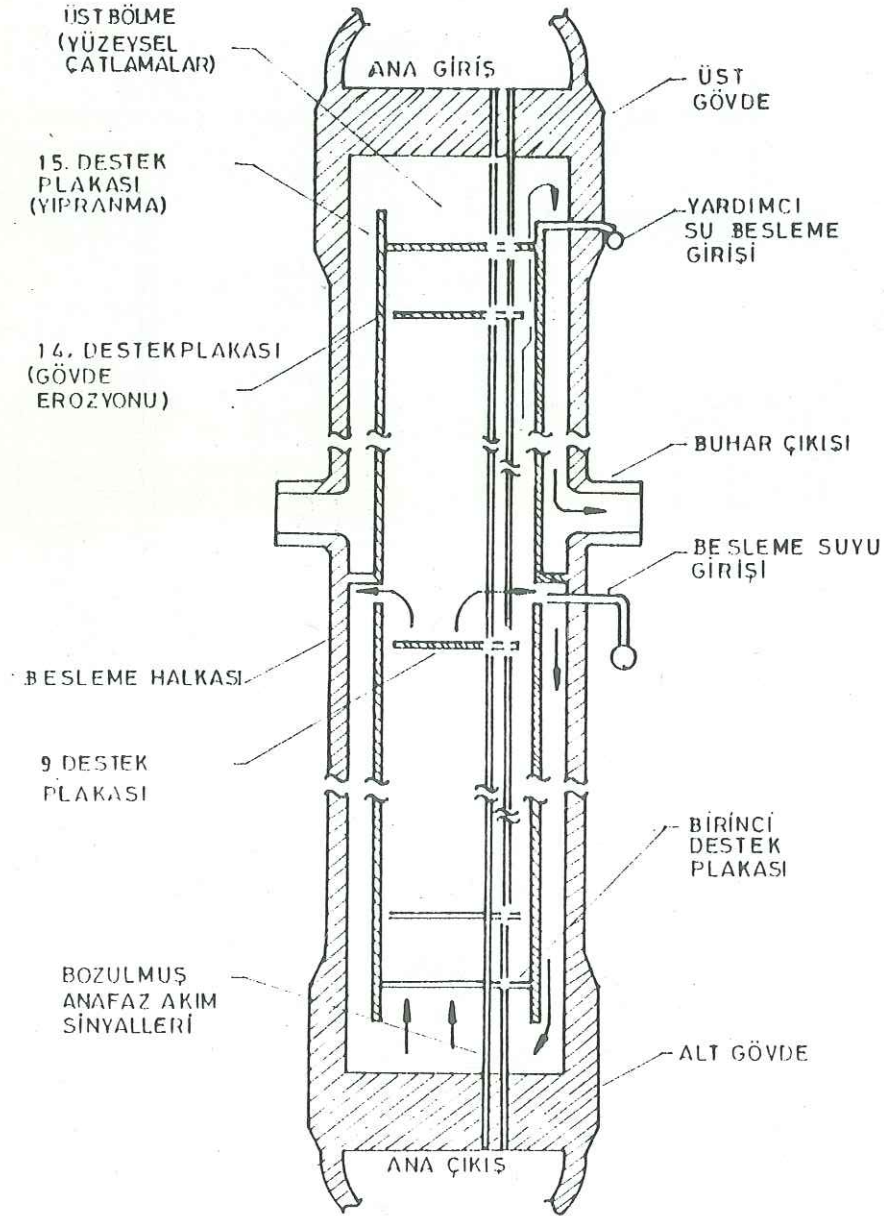
Sonuçta, reaktörlerdeki bu bileşenler ve sistemler yaşlanmayı sürdürdükçe, yaşlanma üzerine dinamik araştırmalar yürütülmeli ve bu araştırmaların bulguları potansiyel güvenlik sorunlarının azaltılması için işletmedeki nükleer santrallara uygulanmalıdır. Fakat yukarıda verdiğimiz birkaç örnekte de görüldüğü gibi, reaktör tasarımlarındaki yeniden düzenlemeler, araştırmalar, onarımlar ve bir ampülün değiştirilmesi sırasında bile çıkabilecek kazalar, 1978'den beri A.B.D.'de neden yeni bir nükleer santral siparişi-yapımı olmadığını açıkça gösteriyor.

KAYNAKÇALAR :

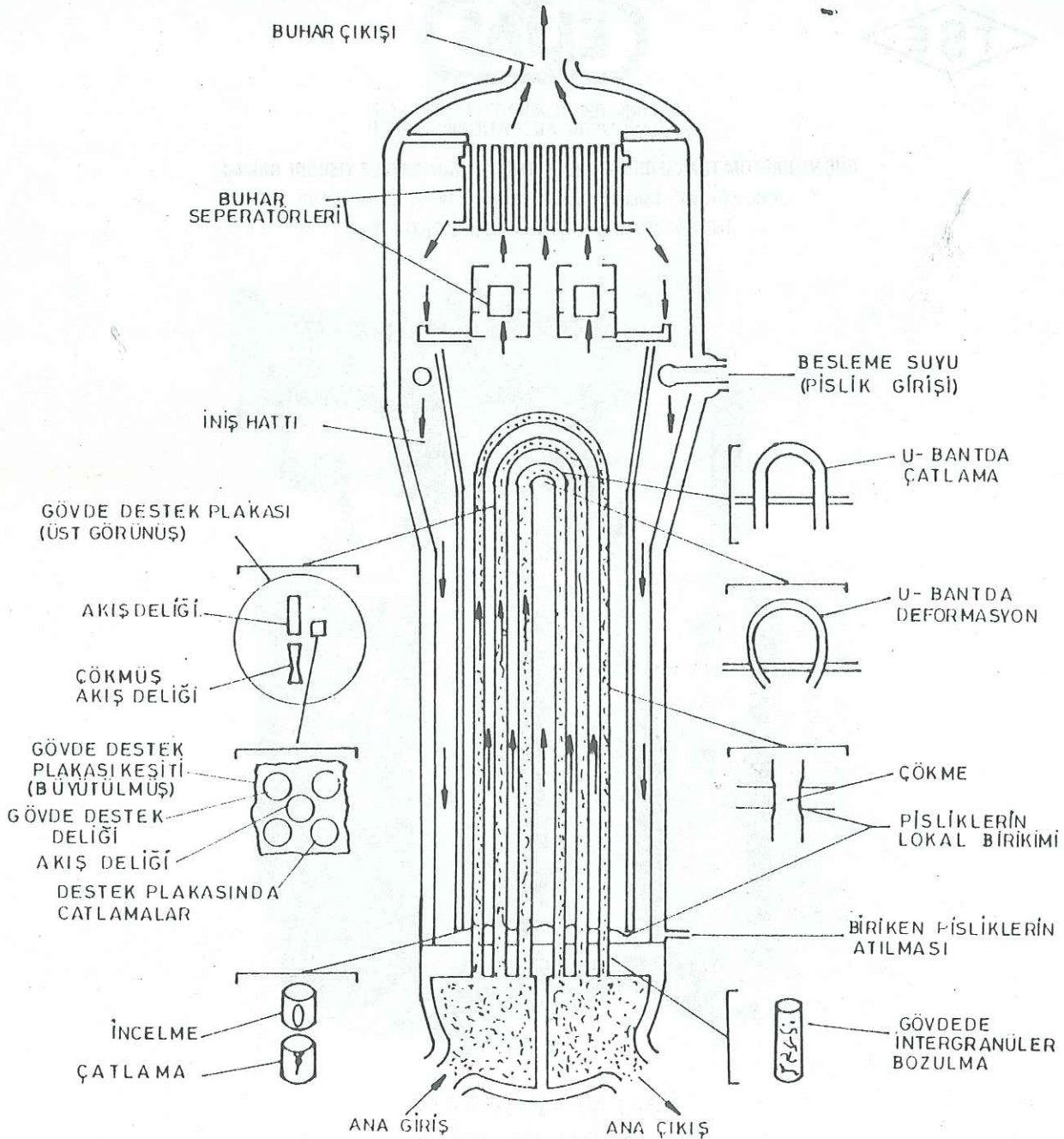
1. NUREG - 1150. 1990. Union of Concerned Scientists, 1993 Briefing Paper. Ma.USA.
2. Predicting Wear in Steam Pipes, E-lab Bulletin, Massachusetts Institute of Technology, June 1987
3. Action Needed to Ensure That Utilities Monitor and Repair pipe Damage, Gao/RCED-88-73, March 1988
4. James Lawless and Bill Sloat, "Older GE Reactor Plagued by Cracked Pipes", The plain Dealer, Cleveland OH, 1987.
5. Carolina Power & Light Company, Docket No. 84-122-E 1984
6. H. Mantle, "Boling Water Reactor Recirculation Piping" Residual life Assesment of Major Light Water Reactor Componemts, NUREG/CR-4731, Idaho N. Eng. Lab. 1987
7. Metals of Nuclear Reactors, W.A. Maxwell, Ed., American Society for Metals, Cleveland, Ohio, 1959
8. Investigation and Evaluation of Stress-Corrosion Cracking in Pipping of Light Wat Reactor Plants, NUREG 0531 Jan. 1979.
9. "Consultant Finds Moost delays in Hatch2 Pipe Replacement Prudent, Nucleonics week Oct. 1987.
10. V. Malhotra, "Pressurized Water Reactor Steam Generators", Residual Life Assessment of Major Light Water Reactor Componemts, NUREG/CR-4731, EGG-2469 Vol.I. June 1987.
11. Richar A. Udell, "rusting Found in Key Section of 17 reactors", New York Times Sept. 21 1981.
12. W. L. Server, G.R. Odette and R.O. Ritchie, "Pressurized Water Reactor Presure Vessles", NUREG/CR-4731, June 1987.
13. Steve Sholly, "Pressurized Thermal Shock Screening Creiteria", Nuclear Information and Resource Service, Jan. 1984.
14. W. R. Mikessell and W. L. Server, "Boling Water Pressure Vessel Residual Life Assessment of Major Light Water Reactor components", NUREG/CR-4731, 1987.



Şekil-1 : BASINÇ DÜŞÜRME KOROMA KABUKLARI



Şekil-2 : TEK GEÇMELİ BUHAR GENERATÖRLERİNDE SORUNLU BÖLGELER



Şekil-3 : YENİDEN DOLAŞIMLI BUHAR GENERATÖRLERİNDE SORUNLU BÖLGELER