

ha büyüktür. Suyun, 1 cm. dalga uzunluğundaki yüksek geçirgenliği dipol absorpsiyon şartına bağlıdır. Ve burada iletken su olsun, distile edilmiş su olsun bir fark yoktur. Su zerrecilerinin tevhit ettiği zayıflamaların hesabı G. MİE tarafından bir esas teori ile verilmiştir. Sis ve bulutlar içinde mevcut olan (dalga uzunluğuna mukabil küçük) su zerrecileri için kırılma zayıflaması ihmal edilebilir. Absorpsiyon zayıflaması için

$$p = \frac{i 8_n p g}{A (n^2 + 2)^2} \text{elde edilmiştir}$$

Dielektrisite sabitesinin imajiner kısmı 'nem kesafeti (gm^3 olarak) g, kompleks kırılma indeksi i dir. Zerrecilerin büyüklükleri, dalga uzunluğuna nazaran küçük kabul edildiği için zayıflama muntazamdır. Yukardaki ifadenin yardımı ile tablo 2 de verilen zayıflama değerleri hesaplanır. $1 g/m^3$ oldukça kesif bir sise tekabül eder, daha büyük kesafete de raslanabilir.

TABLO: 2

1 g/m^3 lük bulut ve sis içinde santimetrelik dalğanın zayıflaması

Dalga boyu (cm.)	Zayıflama (db/Km.)
10	0,011
5	0,0425
2	0,26
1	1,1
0,5	4,3
0,2	4,0

Tablo : 3 yardımı ile verilen görüş sahalarına göre nem kesafeti elde edilir.

TABLO:3

Görüş mesafesine göre sis içerisinde su kesafetinin değeri

Optik görüş mesafesi (m.)	Su kesafeti (g/m^3)
33	2,3
66	0,85
100	0,48
165	0,23
250	0,13
1000	0,085

Eylül 1958 ayında Kanada'nın Montreal şehrinde toplanan Dünya Enerji Konferansı ile New York'ta toplanan Milletlerarası 6. Büyük Barajlar Kongresine memleketimizden beş kişilik bir heyet katılmıştır. Sanayi Vekâleti Enerji Dairesi Reisi. Tevfik Fikret. Sütün başkanlığında heyet DSİ U. Md. Süleyman Demirel, EİE Genel Direktörü İbrahim Deriner, Kuzeybatı Anadolu Elektrik İstihşâl ve Tevzi Müessesesi Md. Sabih Duralı ve Milletlerarası Büyük Barajlar Komisyonu Türk Mülî Komitesi Başkanı Kemal Noyan'dan müteşekkildi.

Nükleer santral işletmesi

Çeviren:

Teoman BAYKAL.

Yük. Müh.

Nükleer santrallann işletme problemleri başlıca iki kategoriye ayrılır :

a) Hem nükleer santrallann ve hem de normal termik santrallann alâkadar eden problemler.

b) Yalnız nükleer santrallann alâkadar eden problemler. Bu makalede, gaz-soğutmalı, grafit-moderatörlü ve yakıt olarak tabii uranyum kullanan nükleer santrallann için b. sıkki problemler ele alınmaktadır. İşletme problemlerinin çoğu proje üzerine tesir ettiğinden, bazı proje kriterleri de aşağıda bahis konusu edilmiştir.

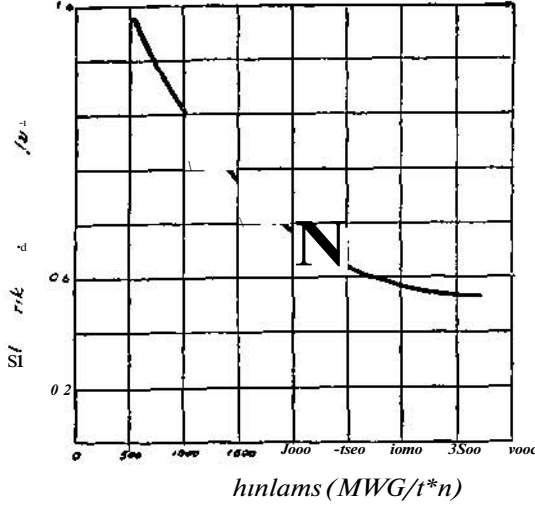
İşletme masrafları:

İşletme problemlerinin hepsi, verilen bir proje içinde ucuz ve emin elektrik istihşali

problemine bağlıdır. Bu problem tabiatıyla değişik faktörleri ihtiva eder. Bunların en önemlileri, düşük yakıt masrafları ve yüksek senelik yük faktörüdür. Ayrıca emniyet meselesi de son derece mühim bir mevzudur; fakat tamamen hususî bir branş olduğundan bu faktör burada incelenmeyecektir. Diğer faktörler bakım ve işletme, personel masrafları, depolama, yağ ve su v.s. dir.

Düşük, yakıt masrafları sağlamak için, ilk gereken şey, uranyumdan elde edilecek ortalama ısı miktannın yüksek olmasını sağlamaktır. Bu arada, yakıt - enerji çevrimini ifade ederken, ton başına megavatgün (MIWG/ton) terimini kullanacağımızı hatırlatalım. Bu terimin kullanıldığı hallerde enerjinin, elek-

trik megavattı değil, megavatt olarak ifade edildiğini hatırla tutmak yerinde olur. Böylece, eğer, bir ton uranyumun çevrim sırasında 2000 MWG enerji açığa çıkardığından bahsediliyorsa, buna eşdeğer elektrik enerjisini bulmak için bu değeri santralin toplam ısı verimiyle çarpmak icap eder. Ağırlık birimi için (ton) u kullanmak hassaten lâzımdır, çünkü bir ton tabii uranyum 7 Kg. gibi cüz'î bir miktar U 235 ihtiva eder.



Şekil.1. Oeğişik yak/1 malamasına bağıl tekti b'i eCektriJL maliyeti

Şekil 1, gaz-soğutmalı 250 MW (elektrik!) çıkışlı reaktörlerden ekonomik nükleer güç elde etmenin, ancak, reaktörlerdeki yakıt çevriminin en az 2000 MWG/ton olması ile mümkün olacağını açıkça ifade etmektedir. Şimdiye kadar, bilindiği gibi, kurulmuş olan bütün tabii uranyum reaktörleri ya hususî sebeplerle (tecrübe maddeleri, izotop imali, tecrübe prototipleri istihali v.s.), veya büyük tesislerde askeri plütonyum imali için tesis edilmişlerdir. Askerî plütonyum imal eden tesislerde yakıtın nisbeten düşük ışınlama periodları içinde değiştirilmesi icap etmektedir. Buna sebep, Pu 240 gibi istenmeyen izotopların istihaline mani olmaktır. Bu yüzden, şimdiye kadar işletme durumlarında 2000 MWG/ton rakamına yaklaşacak pek az tabii uranyum yakıtı ışınlattırılmıştır. Yakıtlar üzerinde nükleer ve metalürjik araştırma ve geliştirme çalışmalarını istenilen ışınlama miktarına çıkmanın büyük zorluklara sebebiyet vermediğini göstermiştir. Maamafih, bütün bu durumlarda vaki olduğu gibi, bu rakama rahatça çıkılıp çıkılmıyacağını ancak pratikte görmek kabil olacaktır.

Yakıt çevrimi :

Bir nükleer reaktörde, aksel ve radyal

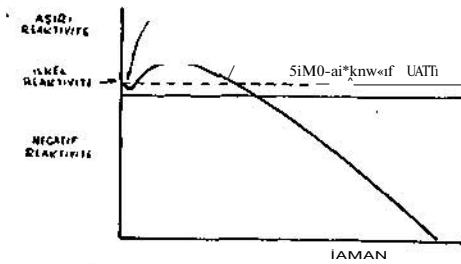
nötron akı dağılımı şekli kosinüs formundadır. Hem ısı istihali hem de yakıt elemanlarının ışınlaması reaktördeki durumuna göre nötron akısı ile orantılı olduğundan, muayyen bir zamanda bütün yakıt şarjı değiştirilecek olursa, bazı elemanların hiç fisyonu uğramadıkları halde diğerlerinin son derece yüksek ışınlamaya maruz kaldıkları görülür. Yakıtın bir kısmını çok yüksek ışınlamaya maruz bırakmadan, ortalaması yüksek bir irradiasyon elde edebilmek için, ya reaktör çekirdeğini çeşitli bölgelere ayırıp bölge bölge deşarj'a tâbi tutmak veya her yakıt elemanını, istenilen ışınlamaya eriştikçe, ayrı ayrı değiştirmek icap eder. Tabii, iki metod da, reaktörün ortasındaki yakıt elemanlarının reaktörün dış bölgelerinde kalan yakıt elemanlarına nazaran daha sık değiştirilmesini icap ettirecektir. İkinci metod yük üzerinde yakıt değiştirmeğe tekbül eder, halbuki, birinci metod reaktör susturulmadan tatbik edilemez. Bu halde, reaktör değişik periodlarla servisten çıkarılacak ve bu sebepten senelik yük faktörü azalacaktır. Bu şerait altında, nükleer güç, yüksek yatırım maliyeti yüzünden ekonomik olmayacaktır.

Bir nükleer reaktörde istihsal olunan nötron sayısının bir evvelki nesilden nötron sayısına oranı k veya keff diye gösterilir ve çoğalma faktörü diye adlandırılır. Sabit yük durumlarında keff bir'den büyükse konverjan bir'e eşitse diverjan tâbir edilir.

Reaktivite, S, aşağıdaki denklemlerle tarif edilir:

$$S = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

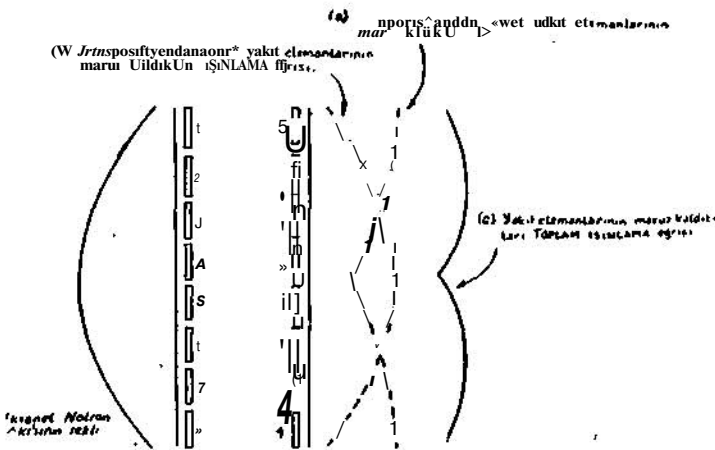
yani, sabit yük durumlarında reaktivite sıfırdır.



Bir reaktörü kontrol edebilmek için, reaktiviteyi kontrol etmek lâzım geldiği aşikârdır. Aşın reaktivite, nötron yutan kontrol çubukları veya başka bir tarzla düzlenebilir. Bu düzeni eMe etmek için yalnız aşın reaktiviteyi kontrol etmek kifayet etmez. Şekil 2 de görüldüğü gibi, reaktivite zamanla değişimini de nazarı itibare al-

mak lâzımdır. Bu değişimi tam mânasıyla takip etmek imkânsızdır. Yalnız, nisbeten uzun vade ile tesir ettiği muhakkaktır. Eğriyi takip edersek, önce, fisyon artıkları arasında Samaryum'un istihsalı yüzünden eğride bir düşme müşahade edilir. Bu, Samaryum'un kuvvetli bir nötron yutucu olduğunu gösterir. Zamanla, fisyon müsaite Pu 239'un istihsalı ile reaktivite artar. Bundan sonra, Plutonyum'un değişik izotoplarına, bilhassa, fisyon müsaite olmayan Pu 240'a dönüşüm başlar ve reaktivite devamlı bir düşme kaydeder. Herhangi bir yakıt elemanının. Şekil 2'de verilen reaktivite eğrisinin şekline bağlı olarak imkân dahilindeki sınırlandırılmış ışınlaması, sıfır-reaktivite hattının üstünde ve altında kalan alanların eşit olmasını sağlayacak bir T zamanı zarfında ışınlandırılmasıyla sağlanabilir. Bu mefhum bizi tekrar «devamlı bir şekilde yakıt elemanlanmn değiştirilmesi» prensibine götürür, şöyle ki, elemanlar reaktivite çizgisinin etrafına eşit olarak dağıldıkça, reaktörün ortalama reaktivitesi sabit ve pozitif kalmalıdır.

Bütün bu sebeplerden dolayı, güç istihsal eden reaktörlere, yükte yakıt değişimini sağlayacak bir sistem tatbikiyle büyük kâr temini mümkün olabilir. Böyle bir hali sağlayabilmek için, devamlı kanal değişimi ile yakıt şarjı yoluna gidilmiştir. Normal nisbet günde üç yakıt kanalı değiştirmektedir. Daha homojen bir ışınlama elde etmek, Şekil 3'de gösterildiği gibi, yakıt değişiminde belirli bir kanaldaki yakıt elemanlarının yerini değiştirmekle de mümkün olabilir. Aynca ortalama ışınlamayı bir miktar arttırılabilmek için, bütün kanallar radyal olarak değiştirilebilir; fakat işlem nisbeten daha komplike bir hal arzeder.



Sekil 3- İki bölüme ayrılmış bir teknik çizim. Sol bölüm (a) 'İşinlendirilmemiş yakıt elemanlarının maruz kaldıkları ışınlama eğrisi'ni göstermektedir. Sağ bölüm (b) 'Yakıt elemanlarının maruz kaldıkları toplam ışınlama eğrisi'ni göstermektedir.

Bu ve yakıt elemanlanmn mekanik idaresi, yükte şarjlamaya verilen kıymeti belirtir.

Yakıt elemanının metal kabı ışınlama altında delindiği ve yıprandığı takdirde bu eleman reaktörden çıkarılır. Eğer bir kab delinir ve değiştirilmezse, fisyon mahsulleri ve muhtemelen uranyum tozları dış devrelere taşınacak ve kazanı, boruları v.s. yi kirletecektir. Bu ise, bakımı son derece zorlaştırır. Daha mühimi, reaktörün temiz kanallarına ve yakıt elemanlanmn temiz kaplarına yapışan radyoaktif toz, delinen kapların deteksiyonunu zorlaştırır ve geciktirir. Böylece, zamanla reaktör işletilmez hale gelir.

Bu yüzden, yükte şarj vedeşarj âleti, reaktörü susturmadan veya gaz basıncını sıfıra düşürmeden, yakıt elemanlarının delinmiş kaplarını değiştirebilmelidir. Yukarıdaki durumların herhangi birinin vuku bulması, 24 saate kadar süren bir bekleme sebebiyet verecektir ki, bu da, düşük işletme masraflarının artmasını inzımam ettirecektir.

Yukarıda verilen çeşitli sebepler yüzünden, dünyanın her yerinde, nükleer santraller için yükte şarj vedeşarj sistemleri geliştirilmiştir. MaamafTh, böyle bir âletin proje ve bakımındaki zorluklar küçümsenmemelidir. Halledilmesi lâzım gelen problemler şunlardır:

(1). Yakıt elemanlan reaktörün grafit göbeğine yerleştirilmeli ve bu sırada bütün elemanlar bir kaç atmosfer tazyikli sıcak CO₂ gazı ile çevrili olmalıdır. Göbeğe dokunan her kanalda bu elemanlardan bir düzine kadar bulunur.

(2). Işınlanmış ve yüksek radyoaktiviteli elemanlar (1) de bahsedilen tarzda reaktörden çıkarılmalı.

(3). Bir eleman kanala sokulur veya çıkarılırken, diğer elemanların aşırı ısınmasına mani olmak için karbon-dioksit akımıyla kanal soğutulmalıdır.

(4). Işınlama yapan bir kap, içinde devam etmekte olan fisyon olayı ile daimî surette ısınacağından,deşarj makinesindeyken de daimî olarak soğutulmalıdır ve bu soğutma kat'iyyen inkıtaa uğramamalıdır.

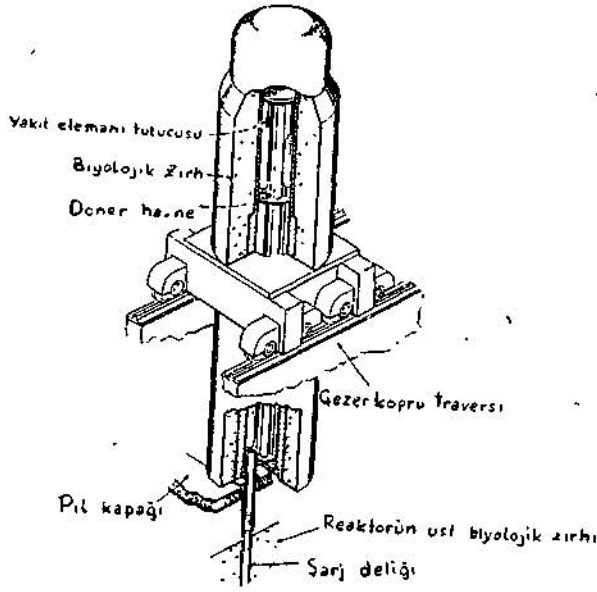
(5). Eğer herhangi bir kap ışınlama neticesi delinirse, reaktörden çıkarılması icap eder, fakat bu,deşarj makinesinin iç kısmını kirleteceğinden bakım problemini zorlaştırır.

(6). Yakıt elemanlan magnezyum alaşımı bir kpa içindeki tabii uranyumdan ibarettirler ve sert muamele ve aşırı termik şoklara mukavemetleri yoktur.

(7). Reaktöre, atmosferde normal olarak bulunan «Argon» gibi, yabancı maddelerin girmesinden sakınılmalıdır.

(8). Aletler, işlemin her anında operatörleri gamma ve nötron radyasyonundan koruyabilmek için tam manasıyla zırhlanmalıdır.

(9). Çalışma durumundaki büyük genişlemelere rağmen, şarj ve deşarj makinasının her hangi bir yakıt kanalını katıyetle tesbit etmesi lazımdır. Buradaki esas problem, mekanik sebeplerden dolayı, pratik bakımdan basınç kabının üstünde her kanal için ayrı bir şarj deliği yapmanın uygun olmamasıdır. Bir veya bir kaç delik bütün kanallara tatbik edilebilmelidir.



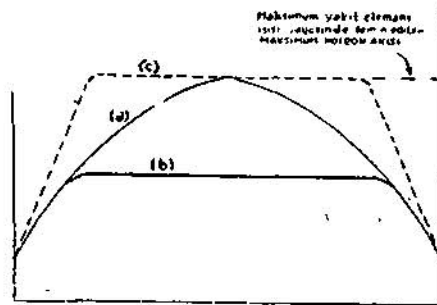
Şekil 4. Nuclear Power Plant Co tarafından geliştirilen şarj-Oessrj Makinesinin kesiti

Bir şarj - deşarj âletinde bütün bu problemlerin halledilmesi zor ve çetin bir iştir. Maamafih bu zorlukları yenen ve tesisleri ile büyük kazanç sağlayan çeşitli âletler yapılmıştır. Oalder Hail tarafından «Yükte şarj ve deşarj makinesi» nin geliştirilmesi, sivil santrallara yapılabilecek en büyük yardımlardan biri olmuştur. Fakat, CaMer Hall'un çeşitli sebeplerden dolayı böyle bir makinaya pek ihtiyacı olmadığı gözönünde tutulmalıdır. Bu makinaların tamamlandıklarında hiç bir eksikleri olmayacağını zannetmek hatalı olur. Bu sebeple, bu makinelerin kabulleri yapılmadan, uzun ve kat'î bir test ve tecrübe devresi geçirmeleri için tertibat alınmıştır. Ayrıca her reaktörün kubbesinde bu makinalara uyacak şekilde değişiklikler yapılacaktır. Makinalar, ayrıca reaktörün ilk yakıt takviyesinin bir kısmını yapacak şekilde

ayarlanacaktır. Ancak, zaman kaybına sebebiyet vermemek için, yakıt koyma ameliyesinin bir kısmı manüel olarak yapılacaktır. Şekil 4, Nuclear Power Plant Co. tarafından Bradwell nükleer santrali için geliştirmen, bu nevi bir kombine şarj - deşarj makinesinin kesitini vermektedir. Makine, takriben 15 metre yükseklikte ve 200 ton ağırlığındadır. Ağırlığın büyük bir kısmını, bakım için kolaylıkla kal-kabilecek, biyolojik zırh teşkil etmektedir. Ayrıca, makine, ferdi mekanizmaları ayrı parçalar halinde kolayca deęişebilecek şekilde yapılmış ve normal bakımlarını kolaylaştıracak tarzda plânlanmıştır.

Daha evvel de bahsedildiği gibi, normal diametrik nötron akısı dağılımı, takriben cosinüs eğrisi şeklindedir ve Şekil :5 de (a) eğrisi ile gösterilmiştir. En yüksek aktivite reaktörün ortasındaki kanallarda mevzubahistir ve bir ilk takribiyete göre reaktörün ısı çıkışı akı eğrisinin altındaki alanla orantılıdır. Eğer, reaktör kullanılabilir kâfi aşın reaktiviteye sahipse, bu aşın reaktiviteden, daha büyük bir ısı çıkışı elde edebilmek için, nötron akısını «düzelterek» faydalanılabilir. Bu «düzeltme», reaktörün orta bölgesine nötron-yutucuları daldırarak temin edilebilir. Akı bu şekilde, Şekil 5, eğri (b) de gösterilen ideal hali alır. Kontrol çubuklarının çekilişyle, akı orijinal maksimum değerine yükseltilerek buna tekabül eden ısı çıkışı da artırılır. Ayrıca, dış bölgelere zenginleştirilmiş yakıt yerleştirilerek akıyı «düzeltmek» mümkündür. Şekil 2 de gösterildiği gibi, zamana bağlı olarak deęişen puant reaktivite ve kontrol çubuklarının kısmî duhulü ile nötron akı dağılımı zamana göre deęişiklik gösterir ve bu sebepten işletme esnasında nötron yutuculan daldırmak veya çıkarmak icabedebilir.

İşletme halinde sık sık yakıt elemanlarının sıcaklığının ölçülmesi ve reaktör içindeki



Şekil 5. Nükleer reaktörlerde radial nötron il-isi: (i) r/orne radial âti dapliti'nı, (6) $Ov-ivH_1/nf(*J eđ'u - /sı Çitirif/ dvSLrutmuş$, (C) DvieUilm: elu eđnı _ ısı çii/n limite yuk &41,lm/s

nötron akı güzergâhlarının tetkiki lâzım gelecektir. Bunlar, ferdi yakıt elemanlarının ısınlama periodlarının miktarını tâyine ve her bir elemanın aşın derecede ısınıp ısınmadığını kontrol edebilmekte çok mühim rol oynar. Güç çıkışını tahdid eden en büyük unsurlardan birisi yakıt kabının maksimum sıcaklığıdır ve bir reaktörde en yüksek sıcaklığın nerede ve niçin meydana geldiğini bilmek şarttır. Bilhassa, yüksek sıcaklık bölgesindeki elemanları tennokuplarla teçhiz etmek için tedbirler alınmıştır.

Üniform bir gaz çıkış ısısı temin edebilmek için reaktörde her yakıt kanalının girişinde, otomatik olarak gaz akımını ayarlayacak, tıkaçlar konulmuştur. Bu tıkaçlar tecrübe sırasında ayarlandıktan gayri, reaktörün yükte yakıt değiştirmesi durumunda da ayar edilebilirler.

Kontrol:

Ananevi olarak, termik reaktörlerin kontrollan, boron gibi yüksek nötron yutucu maddeleri ihtiva eden kontrol çubukları ile yapılır. Kontrol çubukları, kaba, hassas ve tehlike-emniyet kontrol çubukları olarak, üç gruba ayrılabilirler. Emniyet çubukları reaktör susturulduğu hallerde dahi yukarıda tutulur ve kullanılmaz. Ancak, tükenen yakıtın değiştirilmesi veya xenon zehirlenmesinin düşüşü sebebiyle ani aşın reaktivitenin doğmasına mani olmak için daima kullanılmaya hazır bulundurulur.

Gaz - soğutmalı reaktörlerin bir avantajı da buniann" negatif bir ısı katsayısına sahip bulunmalarıdır. Bu, reaktörün daha aşağı bir güçte fakat orijinal ısısına pek yakın ısı değerlerinde stabil kalacağı mânasına gelir. Pratikte Calder Hail tipi reaktörlerin bu hususta gayet kullanışlı olduğu görülmüştür, öyle ki, bu tip reaktörlerde çıkış gücünü yalnız gaz akımını değiştirmekle ayarlamak mümkün olmaktadır. Kontrol çubukları ise yalnız gaz çıkış ısısını tanzim ve nötron akısının şeklini ayar eder ve tabii acil tehlikeli durumlarda kullanılır. Böylece, stabî durumda çalışan bir reaktörün gücünün artırılması istenirse, gaz akımını hızlandırmak kâfidir. Bu hızlandırma neticesi meydana gelen gaz kütlesi akımındaki fazlaşma anı olarak reaktör ısısını düşürür ve bu yüzden reaktivite artar. Reaktivitenin artmasıyla reaktörün ısı çıkışı yükseleceğinden reaktörün ısısı orijinal değerinin çok yakınlana vasil olur. Bu hareket kabiliyeti gaz - soğutmalı reaktörlerin işletilmesini son derece basitleştirir ve emniyetini arttırır.

Bir nükleer santralde reaktör ve buna bağlı türbo-generatörler arasında muayyen bir miktar otomatik kontrol arzu edilir. Bunu elde etmek için esas olarak iki yol vardır; ya

santral o şekilde çalıştırılır ki türbinler reaktör kazanının hasıl ettiği bütün buharı kabul ederler veya reaktör türbinlere lâzım gelen kâfi ısıyı istihsal eder. Birinci sistem Calder Hail tiplerinde kullanılmaktadır; ve sistem frekansı değiştiği halde reaktör durumlarının sabit kalması ve bu sebepten yakıt elemanlarının termik çevriminin minimumda tutulması gibi avantajlara sahiptir. Maamafih, böyle bir sistem, şebekede her hangi bir arıza yüzünden meydana gelececek ani yük düşüşleri veya frekans değişimlerinde hiç bir şekilde stabilizör rolü oynamaz. Büyük Britanya gibi geniş enterkonekte şebekelere sahip memleketlerde bu nevi işletme karakteristiklerini haiz nisbeten küçük bloklar için korkulacak fazla şey yoktur. Fakat, yakın zamanda enterkonekte şebekeye girecek büyük nükleer santrallarda bu sistemi müsamaha ile karşılamak doğru olmaz. Yapılan hesap ve tahminler İngiltere'nin enterkonekte şebekesinde meydana gelecek arızalar yüzünden sistemden çıkan istihsal merkezlerinin kapasitelerinin % 90'ının aynı anda devredeki diğer santraller tarafından karşılandığını göstermektedir. Böylece, «Reaktör kontrollü türbin» sistemi büyük bir mikyasta kullanılacak olursa, arıza anında bütün şebekenin inkıtaı tehlikesi varittir.

Bu yüzden, ileride, C.E.G.B. (*) nükleer santrallerinde de, konvensiyonel sistemlere benzer kontrol sistemleri kullanılacaktır. Son araştırmalar, kullanılacak kontrol tipinin yakıt elemanlarının ısılarında meydana getireceği değişikliklerin çok cüz'î olduğunu göstermiştir. Yani, kontrol sistemini sınırlandırmak şart değildir ve konvensiyonel termik santrallerde olduğu gibi reaktörlü kazanlarda da türbine gönderilecek buharı yük durumuna göre kontrol etmek mümkündür. Yalnız, bu metodda, bu santrallerin hepsi çift - basınçlı buhar çevrimi kullandıklarından dolayı, biraz kanışıklık vardır. Bu halde, her türbinin iki takım regülâtör vanasına sahip olması lâzım gelmektedir. (Yüksek basınç ve alçak basınç vanaları). Bu ise, ya konvensiyonel termik santrallerdeki her türbin için iki ayarlama yapılması lâzım geldiği veya reaktör - kazan ünitesinin karakteristiklerine tekabül edecek iki takım regülâtör vanasının birleştirilmesinin şart olduğu mânasına gelir. Bu halde, bile, alçak basınç regülâtör sisteminde yeni bir tanzim ihtiyacı hasıl olması mümkündür.

Üç sebepten, Calder Hail tiplerinde, % 100 reaktör kapasitesini yoğunlaştıracak kondensörler inşa edilmiştir: Birinci sebep, türbo-generatörlerin kurulmasını ve işletilmesini beklemeden reaktör testlerini tamamlayabü-

(*) Central Electricity Generating Board

mek; ikinci sebep, reaktörün susturulma sıcaklığını, uzun periyotlarla buharı havaya üflemeden, düşürebilmek; üçüncü sebep ise, Calder Hail esas itibariyle bir askerî Plütonyum imalâtçısı olduğundan, icabında generatör devreden çıkarıp reaktörü -tam güçle çalıştırabilmek zaruretindedir. Maamafih, C.E. G.B. santralları üçüncü sebep nazarı itibare alınmayacağından, kondansörlerin kapasite ve büyüklüklerini mühim bir miktar düşürebilmek mümkündür. C E G.B. santralları, her biri reaktör kapasitesinin % 10 unu yoğunlaştırabilecek, iki kondensör ihtiva edeceklerdir. Bu, generatörlerin devreden çıkma halinde hem iki reaktörün fisyon mahsulleri ısısının bir kondensörde giderilmesini sağlayacak, hem de türbinleri çalıştırmadan ilk reaktörün %20 yüke kadar testine imkân verecektir.

Daha büyük bir işletme randımanı ve murakabesi sağlamak için, C E.G.B. santralları merkezî kumanda ve kontrol odaları bulunacaktır. Konvensiyonel santrallarda olduğu gibi, kontrol odası bir kontrol mühendisinin murakabesi altında olacaktır. Ayrıca, her reaktörü ve bunlara bağlı türbo - generatörleri devamlı kontrolü altında bulunduran operatörler bulunacaktır. Kazan panolarında buhar basıncını ve sıcaklığını, besleme akısını, su seviyesini ve besleme vanasının elektrik kontrolünü gösteren cihazlar bulunacaktır. Santralın iki yansının buhar bağıntısı bir türbo-generator takımının kapasitesini karşılayacak büyüklükte olacaktır ve santral sıra prensibine göre çalıştırılacaktır.

Bakım ve işletme :

Türbin odası ve elektrikli âletlerin bakımı, nükleer santrallarda da konvensiyonel termik santrallarda olduğu, gibidir ve burada üzerinde durulmayacaktır.

Bizi ilgilendiren bakım ve işletme problemleri reaktör ve teferruatına ait olanlardır. İlk olarak, yapısında mevcut olan kobalt'ın radyoaktifleşmesi yüzünden, normal yollarla bakımı yapılamayan, basınç kabı vardır. Basınç kabının emniyeti, muhafazakâr plânlama, sıkı fabrikasyon ve kontrol sayesinde sağlanmıştır. Buna rağmen, santralın emniyeti ile vazifelendirilmiş mühendislerin ancak pek azı basınç kaplanı tekrar tecrübe ve testten geçirilmeden tatmin olunabilirler. Reaktör şarj delikleri v.s. sayesinde televizyon makineleri, introskoplar ve çok şiddetli bir aydınlatma kullanılarak ancak sınırlı bir teftiş yapılabilir. Basınç kabı çeliği de ayrıca sıkı muayeneye tâbi tutulmalıdır. Bunun için, basınç kabı çeliğinden bir kaç tecrübe parçası reaktöre sokulur! Bu parçalar, basınç kabının maruz kalacağı ışınlama, hararet, ve gergi miktarının çok üzerinde had durumlara maruz bırakılır ve test sonunda reaktörden çıkarılıp tetkik edilir.

Santralın hususî bakım tekniği isteyen parçaları şarj -deşarj makinası ve kontrol çubukları mekanizmasıdır. Umumiyetle, bunların bakımı reaktörü susturmadan yapılabilir.

Santralın burada dikkati çekecek diğer parçaları, gaz kanalları ve kazanlardır. Gaz kanalları 150 cm. çapta olup, izolasyon kapaklarını, oluklu genişleme parçalarının ihtiva eder. Bu genişleme parçaları yapılaşlar ve kullanışlıları icabı büyük gergi ve ihtizaza maruzdurlar ve daimî murakabe ve tetkike lüzum gösterirler. Halbuki kazanlar ve ısı değiştiriciler normal fabrika malzemesi saflarına girerler ve muayeneleri ancak dışardan yapılır. Emniyet sebebiyle, kazanların muayene ve bakımının, reaktör - kazan ünitesi tamamen susturulmuş ve basıncı alınmış halde yapılması teklif edilmiştir. Kazanların muayenesi sırasında içlerindeki radyoaktif toz tetkiki zorlaştırabilir, fakat bunun önünü almak pek zor değildir. Bir kazanı gaz vanaları ile reaktörden izole edip, içine muayene için adam sokmak pek zor emin bir yol değildir. Çünkü bu halde alınmış olan yegâne tedbir, çok yüksek bir basınçla sıkıştırılan, gaz vanasını kapatmak olacaktır ki, herhangi bir gevşeme veya sızma son derece vahim neticeler verir. Maamafih(, muayyen zamanlardaki bakımın dışında acil bir hal zuhur ederse, kazanda ferdi muayene de yapılabilir. Böyle hallerde, icabında, reaktör tarafındaki fazla basınçlı gazı boşaltmak için tedbir alınır.

Şurası muhakkaktır ki, gaz - soğutmalı reaktörlerde kullanılan kazanların bakımı, normal konvensiyonel santraldakine nazaran, az veya çok daha iddialıdır.

Nükleer radyasyonlar:

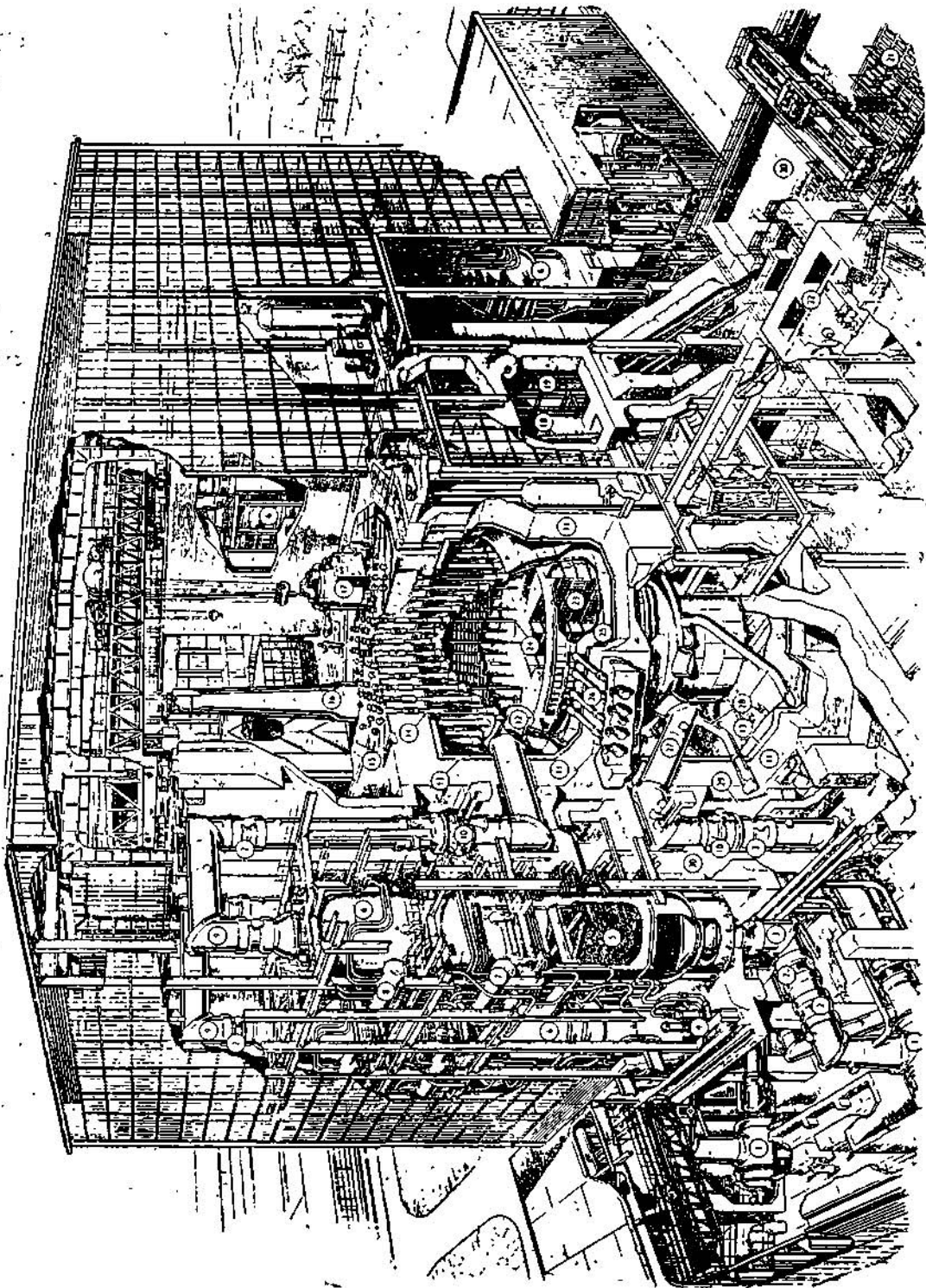
İşletmede ehemmiyet arzeden radyasyonlar nötron ve gamma radyasyonlarıdır. Gamma radyasyonlarına karşı muhafaza ve zırlama nötronlardan korunmaya nazaran daha zordur. Reaktör ve kazan içinde devreden CO, reaktörden her geçişte içine kansan ARGON,,, OKSİJEN, ve NİTROJEN_n yüzünden oldukça büyük bir aktivite kazanır. Bu radyoaktivitenin çoğu gayet kısa ömürlüdür (*); fakat, gaz sirkülasyonu çok kısa bir zaman aldığından, işletme sırasında gaz, devrenin her yerinde radyoaktiftir. Nükleer santral' arın kapasitelerinin yükselmesi ile bu problemin ehemmiyeti artmaktadır. Reaktör ve kazanın dışındaki radyoaktiviteyi minimumda tutmak için santralın bir çok kısımlarında oldukça kalın zırlama yapılması icap etmektedir.

Nükleer güç santrallerinde kullanılacak

(*) A₄₁ in yan ömrü 1-8 saat

O un yan ömrü 29 saniye

N₁₄ nın yan ömrü 73 saniyedir.



teknik eleman sayısı konvansiyonel santralarda kullanılanlarla mukayese edilebilir. Operatörlerin sayısı yalnız iki reaktör bulunması dolayısıyla, aynı kapasitedeki bir konvansiyonel santraldaki operatör sayısından biraz daha az olacaktır.

Konvansiyonel bir termik santralda mekanik bakımın büyük bir kısmı kömür ve kül tesislerine tahsis edilir. Tabii, nükleer bir santralda bu bakımla mukayese edilebilecek bir tesis mevzubahs olamaz; fakat, kontrol çubukları, şarj - deşarj aletleri gibi daha karışık mekanizmalar üzerine çalışma kurulacaktır. Bu yüzden, mekanik ve elektrik bakım personeli sayısı her türlü santrallarda aynı kabul edilebilir, fakat, sair aletlerin muayene ve bakımı konvansiyonel santrallardakinden çok daha mühim olacak ve tabiatıyla daha fazla personele ihtiyaç hasıl olacaktır.- Ayrıca, az sayıda sağlık personeli tu'unacaktır.

275 MW ve 300 MW çıkışlı **Berkeley** ve Bradwell santrallannın personel ihtiyacı takriben 300 olduğu halde, 500 MW net çıkışlı **HINKLEY POINT** santralının personel ihtiyacı 300 den pek az fazladır.

Bu makalenin bir nükleer güç santralının bütün işletme mütalâalarını ihtiva ettiği düşünülemez; ancak, gaye, elektrik mühendislerine bu hususta bir fikir vermektir.

H I N K L E Y P O I N T

Karşı sayfada verilen resim, C.E.G.B. için Babcock Wilcox kumpanyası tarafından inşa olunan Hinkley Point Nükleer Güç Santralının iki reaktör binasından birine aittir.

Reaktörün basınç kabının çapı 2043 cm, basınç kabının et kalınlığı 7.62 cm., her reaktörün basınç kabı ile beraber ağırlığı 5500 tondur. Reaktör magnezyum alışımlı kutularda tabii uranyum yakıtı için plânlanmıştır. Her reaktör için 6 adet kaynatıcı (kazan) vardır. Bunlar, Babcock çift - basınçla tip olup, her birisinin boyu 2743 cm., çapı 655 cm. ve ağırlığı 1350 tondur. 6 kazanın toplam buharlaştırma miktarı 2500 ton/saattir .

Elektrik istihali 6 adet 3000 D/d, hidrojen soğutmalı, English Electric turbo-alternatörleriyle. Her generatörün çıkış gücü 93.5 MŞW, gerilimi 13.8 KV ve güç faktörü 0.85 dir. Gaz devri v.s. için yardımcı güç,, 33 MWük değişik - devirli üç adet turbo - alternatörle istihsal olunur.

Kondansör soğutması için, saatte 35 milyon ga'on deniz suyu altı adet santrifüj pompa vasıtasıyla **devreder**.

Referans anahtarı:

1. Soğutucu gaz sirkülasyon pompalan.
2. Genişleme körükleri.
3. Kazan ünitelerinden soğutucu gaz çıkışı.
4. Kazan ünitesi sirkülasyon **pompası**.
5. Saplama-tüp elemanları.
6. Kazan.
7. Alçak - basınç buhar dom'u.
8. Yüksek - basınç buhar dom'u.
9. Kazan ünitelerine soğutucu - gaz girişi.
10. Soğutucu - gaz vanaları.
11. Esas biyolojik zırh.
12. Reaktörden soğutucu - gaz çıkışı.
13. Isı zırhı.
14. Şarj tüpü.
15. Şarj döşemesi.
16. Delik hazırlama makinesi.
17. Şarj - deşarj makinesi.
18. Tehlike deşarj borusu.
19. Kullanmış yakıt asansörü.
20. Soğutma havuzu.
21. Izgaralar.
22. Yükleme mahalli.
23. Grafit - moderatör göbeği.
24. Kontrol çubukları.
25. Reaktro basınç kabı.
26. Yakıt kablannadaki arızaları tesbit boruları.
27. Reaktöre soğutucu gaz girişi.
28. Radyoaktif **artık boşaltma kanalları**.
29. Soğutucu hava kanalları zırhı.
30. Talî biyolojik zırh.

AZALARA

Türkiye Demir ve Çelik İşletmeleri U. Md.lüğü Etüd, Proje ve Montaj işlerinde istihdam edilmek üzere iki elektrik Y. Mühendisi veya Mühendisine acilen ihtiyaç vardır, isteklilerin mezkûr U. Md. lüğe müracaatları lüzumu duyulur.

İDARE HEYETİ