
Soğutma Suyu Sıcaklığının Bir Basıncılı Su Reaktörü Nükleer Güç Tesisinin Isıl Verimine Etkisi

Ahmet DURMAYAZ*

Özet

Bu çalışmada, kuramsal bir basınçlı su reaktörü (PWR) nükleer güç tesisinin ısı verimine soğutma suyu sıcaklığının etkisi irdelenmiştir. Belirli bir yerde kurulu bir tesis için kullanılacak soğutma suyunun (örneğin, deniz suyunun) sıcaklığının değişimi meteorolojik koşulların mevsimlik değişimlerine bağlıdır ve tesisin ısı verimini etkiler. Soğutma suyu sıcaklığı değişiminin tesisin ısı verimine etkisinin irdelenmesi problemi, aynı zamanda bir nükleer güç tesisinin dizaynı aşamasında, kurulabileceği yerin seçiminde de önemlidir.

Bu araştırmanın ana bulgusu, çevreden çekilen soğutma suyu sıcaklığında ki 1°C'lik bir azalmanın PWR nükleer güç tesisinin ısı veriminde öngörülen varsayımlar çerçevesinde yaklaşık olarak %0,12'lik bir artışa neden olabileceğinin tahmin edilmiş olmasıdır.

1. Giriş

Nükleer güç tesisleri, hedeflenen güç talebi, kullanılan malzemelerin metallurjik sınırları, çevresel koşullara ilişkin istatistikî veriler ve benzeri bazı etkenler dikkate alınarak önceden belirlenen tasarım koşulları için inşaa edilirler. Tasarım koşullarının belirlenmesi aşamasında, uzun süreli iklimsel koşullar gözönüne alınarak her bir tesis yeri için bir soğutucu akışkan sıcaklığı seçilir. Öte yandan, pratikte karşılaşılan çalışma koşulları genellikle tasarım için öngörülen nominal çalışma koşullarından sapma gösterir. Bu nedenle, yoğunlaştırucudan atmosfere atılan ısıyı transfer etmek için kullanılan ve tesisin çevresinden temin edilen (deniz suyu, nehir suyu, hava gibi) soğutucu ortamın anı işletme koşulu sıcaklığının tasarım için öngörülen sıcaklık değerinden sapması tesisin elektrik üretimindeki verimini de etkiler.

Literatürde, nükleer güç tesislerinin enerji analizleri ve *çevresel parametrelerin referans olarak kabul edilmesi varsayımıyla, enerjinin belirli bir for-*

*İstanbul Teknik Üniversitesi, Enerji Enstitüsü, Maslak, 34469, İstanbul - durmayaz@itu.edu.tr

mundan elde edilen maksimum teorik iş olarak tanımlanabilecek olan ekserji analizleri için bazı yayınlar yer almakta olup (Rosen ve Scott, 1986; Dunbar ve diğerleri, 1995; Durmayaz ve Yavuz, 2001) bu yayınlara örnek teşkil etmektedir. Ancak, bu çalışmalarda soğutucu ortam sıcaklığı değişiminin tesisin performansına etkisi irdelenmemektedir. Ganan ve diğerleri (2005), bir basınçlı su reaktörüne (PWR) sahip Almaraz Nükleer Güç Tesisinin performansının (ısıl veriminin) yazın hava koşullarından kuvvetle etkilendiğini ve yoğunlaştırucuda oluşan vakum kaybı sonucunda tesis gücünün sınırlandığını rapor etmişler, en kötü hava koşullarında yani yazın en sıcak günlerinde tesisin verimini arttırabilmek amacıyla mevcut soğutma suyu dolaşımı sistemine iki soğutma kulesi ilave edilebilirliğinin fizibilite etüdünü yapmışlardır. Chuang ve Sue (2005) ise kombine çevrimli güç tesislerinde çevre sıcaklığı ve yoğunlaştırucu basıncının tesisin güç çıktısı kapasitesini önemli ölçüde etkilediğini belirtmişler; değişken yoğunlaştırucu basıncının ve yük faktörünün bir kombine çevrimli güç tesisinin performansına etkilerini incelemek üzere, işletimde olan bir kombine çevrimli güç tesisinde üç farklı yoğunlaştırucu basıncında testler yapmışlar ve önceden belirlenmiş azaltılmış güç taleplerinin farklı gaz türbini-buhar türbini kombinasyonları ile karşılanmasındaki çalışma koşullarını teyit amacıyla farklı güç çıktıları ölçmüşlerdir.

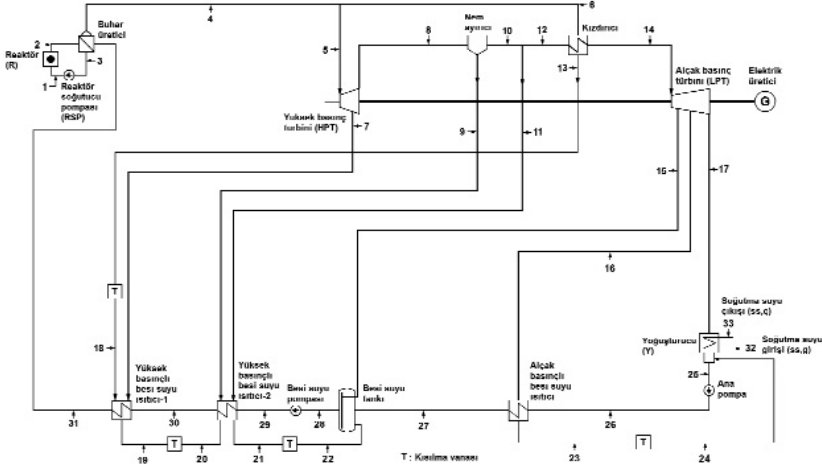
Bu çalışmada, soğutma suyu sıcaklığındaki değişimin kuramsal bir basınçlı su reaktörü nükleer güç tesisinin ısıl verimine etkisini belirlemek üzere bir enerji analizi yapılmıştır. Bu analizin amacı, kurulu bir nükleer güç tesisi için farklı iklim koşullarındaki tesis performansını hesaplamaya yönelik teorik bir hesaplama yöntemi oluşturmak ve ayrıca elde edilen sonuçların değerlendirilmesiyle çevreden temin edilecek soğutma suyu sıcaklığı açısından tesis için yer seçiminin önemini vurgulamaktır. Çalışmada, soğutma suyu sıcaklığı ile yoğunlaştırucu basıncı arasındaki fonksiyonel ilişkiyi belirlemek üzere bir yoğunlaştırucu ısı dengesi modeli geliştirilmiştir. Modelde türbinden çıkıp yoğunlaştırucuya giren çürük buharın yoğunlaştırucuda doyma koşullarında olduğu ve bu çürük buharın yoğunlaştırucudaki doyma sıcaklığı ile ısı geçişiyle ısınan soğutma suyunun yoğunlaştırucu çıkışındaki sıcaklığı arasında sonlu bir fark olduğu da göz önünde bulundurulmuştur. Bu yoğunlaştırucu ısı dengesi modeli kullanılarak yapılan çevrim analiziyle, önceden belirlenmiş 10-30°C'lik soğutma suyu sıcaklığı aralığındaki tesisin soğutma suyu sıcaklığı değişimine bağlı dizayn harici işletimindeki ısı dengesi koşullarında güç çıktısı ve ısıl verimi belirlenmiştir.

2. Teorik model

Bir PWR nükleer güç tesisi birinci ve ikinci çevrimler olarak adlandırılan iki çevrimden oluşmaktadır. Şekil 1'de görüldüğü gibi bu çalışmada gözönü-

ne alınan PWR Nükleer Güç Tesisinin birinci çevrimi bir basınçlı su reaktörü, bir buhar üretici ve bir soğutucu pompasından, ikinci çevrimi ise bir yüksek basınç türbini (HPT), bir alçak basınç türbini (LPT), bir nem ayırıcı, bir kızdırıcı, bir besi suyu tankı, bir yoğuşturucu, bir ana pompa, bir besi suyu pompası ve üç adet besi suyu ısıtıcısından oluşmaktadır.

Şekil 1. Kuramsal PWR Nükleer Güç Tesisi için ısı dengesi diyagramı.



Reaktörde atom çekirdeklerinin bölünmesi esnasında açığa çıkan nükleer enerjinin önemli bir bölümü ısı geçişi ile birinci çevrimdeki soğutucu akışkana (yüksek basınçlı suya) aktarılır. Reaktör soğutucu pompaları vasıtasıyla pompalanarak reaktörden ve buhar üreticilerinden geçen soğutucu akışkan reaktörden çekilen ısı enerjisi buhar üreticiye taşır. Bu enerji buhar üreticiden, ikinci çevrimde dolaşan daha alçak basınçlı besi suyuna aktarılır ve besi suyunun buharlaşması sağlanır. Bu buhar buhar türbinlerinde genişlerken türbinlerin rötörünü döndürür ve ona bağlı olan elektrik üreticiden elektrik üretimi sağlanır. Türbinleri terkeden çürük buhar yoğuşturucuda çevreden çekilen bir soğutucu akışkan ile soğutulmuş yoğuşturularak besi suyuna dönüştürülür, yeniden pompalanarak buhar üreticiye gönderilir, dolaşım tamamlanır.

Böylesi bir tesisin nükleer reaktör, türbinler, pompalar, buhar üreticileri, ısıtıcılar, besi suyu tankı, nem ayırıcı, ara ısıtıcılar ve yoğuşturucular gibi birden fazla kütle girişi ve çıkışı olan herhangi bir birimi bir kontrol hacmi olarak dikkate alınabilir ve birden fazla kütle girişi ve çıkışı olan bir kontrol hacminde daimi (sürekli) akışta **hal değişimi için Termodinamiğin Birinci Yasası** birim zamandaki enerji dengesi göz önüne alınarak

$$\dot{Q} - \dot{W}_{kh} = \sum_{\zeta} \dot{m}_{\zeta} (h_{\zeta} + \mathbf{V}_{\zeta}^2 / 2 + g z_{\zeta}) - \sum_g \dot{m}_g (h_g + \mathbf{V}_g^2 / 2 + g z_g) \quad (1)$$

şeklinde ifade edilebilir. Eşitlik (1)'de yer alan \dot{Q} birim zamandaki net ısı geçişi, \dot{W}_{kh} kontrol hacmi için birim zamandaki net iş geçişi, \dot{m} kütleli debi, \dot{m} entalpi, h akış hızı, \mathbf{V} yerçekimi ivmesi ve z yüksekliktir. ζ ve g alt indisleri ise kontrol hacminin çıkışı ve girişi anlamına kullanılmaktadır.

Kontrol hacmi giriş ve çıkışları arasındaki potansiyel ve kinetik enerji değişimleri ile adı geçen cihazlardaki ısı kayıplarının ihmal edilebileceği kabulü ile Eşitlik (1)'le ifade edilen Termodinamiğin Birinci Yasasının uygulanmasından, R , s , t , p alt indisleri sırasıyla reaktör, birinci çevrimde dolaşan soğutucu, türbin ve pompayı ifade etmek üzere, basınçlı su reaktöründe atom çekirdeklerinin bölünmesiyle elde edilen ve soğutucuya transfer edilen fisyon gücü

$$\dot{Q}_R \equiv \dot{m}_s (h_{\zeta} - h_g), \quad (2)$$

bir adyabatik türbinde genişleme prosesi esnasındaki gerçek iş

$$\dot{W}_t = \dot{m}_g h_g - \sum_{\zeta} \dot{m}_{\zeta} h_{\zeta} \quad (3)$$

ve pompaya birim zamanda giren iç enerji

$$\dot{W}_p = \dot{m} (h_g - h_{\zeta}) \quad (4)$$

olarak elde edilir.

Şekil 1'de numaralandırılmış olarak görülen her konumdaki akışkan akımı üzerinde birim zamandaki toplam enerji akışı

$$\dot{E} = \dot{m}(h - h_0) \quad (5)$$

ile hesaplanmakta olup burada h_0 suyun 20°C sıcaklık ve 0,3 MPa basıncındaki referans entalpi değeridir.

Bu çalışmada gözönüne alınan kuramsal PWR Nükleer Güç Tesisine ilişkin temel varsayımlar:

(i) Buhar üretici çıkışında buharın termodinamik koşulları değişmez.

(ii) Soğutma suyu sıcaklığındaki değişim mevsimlik ve çok yavaş olacağı için buhar üretici çıkışında sabit termodinamik koşulları sağlamak üzere reaktörün ısı gücü çok yavaş bir şekilde değiştirilebilir.

(iii) Yoğuşturucudaki vakum çevreden sabit debiyle çekilen soğutma suyunun (deniz suyunun) sıcaklığıyla değişmektedir.

Bu çalışmada soğutma suyu sıcaklığı ile yoğuşturucudaki vakum arasındaki fonksiyonel ilişkiyi belirlemek amacıyla yeni bir yoğuşturucu ısı dengesi modeli geliştirilmiştir. Literatürde benzeri yoğuşturucu ısı dengesi modelleri mevcut olmasına rağmen (Eyice, 1975; Dietzel, 1980) bu modellerde yoğuşturucu girişi ve çıkışı arasındaki entalpi farkı sabit kabul edildiği için literatürdeki mevcut modeller ile doğru sonuçlar elde edilememektedir. Çürük buharın basıncı ve basıncına karşılık gelen entalpisinin belirlenmesinde karşılaşılan bu problem bu çalışmada geliştirilen “öngörüle bulunma - deneme - yanılma halinde düzeltme” döngülü bir algoritma ile çözümlenmiştir.

Geliştirilen yoğuşturucu ısı dengesi modeli için varsayımlar:

(i) Çürük buhar ve soğutma suyunun debileri sabittir.

(ii) Çürük buharın yoğuşturucudan geçmesi esnasındaki basınç kayıpları ihmal edilebilir, ancak soğutma suyunun basınç kaybı sabit değerli olarak gözönüne alınmaktadır.

(iii) Yoğuşturucuda çürük buharın doyma sıcaklığı ve soğutma suyunun çıkış sıcaklığı arasındaki fark bir parametre olarak gözönüne alınmakta olup ayrıca, çürük buharın yoğuşturucu çıkışında daima doymuş sıvı fazında besisi suyunu dönüşmüş olduğu gerçeği de dikkate alınmaktadır.

Geliştirilen yoğuşturucu ısı dengesi modelinin algoritması:

(i) Soğutma suyu giriş sıcaklığı $T_{ss,g}$ için bir değer ata ve soğutma suyu giriş entalpisini belirle.

(ii) Soğutma suyu çıkış sıcaklığı $T_{ss,ç}$ için bir varsayımda bulun ve soğutma suyu çıkış entalpisini belirle.

(iii) Soğutma suyuna transfer edilen ısıyı hesapla.

(iv) Çürük buhar doyma sıcaklığı T_{doy} için $T_{ss,ç} + \Delta T_{sic}$ değerini ata ve buna karşılık gelen doyma basıncını P_{doy} belirle.

(v) Yoğuşturucu çıkışındaki doyma entalpisini, düşük basınçlı besisi suyu ısıtıcısından doyma basıncında yoğuşturucuya dönen besisi suyunun entalpisini, çürük buharın entalpisini sırasıyla belirle.

(vi) Çürük buhardan transfer edilen ısıyı hesapla.

(vii) (iii) ile (vi)'yı karşılaştır ve hatayı hesapla.

(viii) (vii)'deki mutlak hata değeri daha önce öngörülen küçük bir değere daha büyük ise (ii)-(vii) adımlarını tekrar et.

3. Hesaplama sonuçları ve tartışma

Yukarıda belirtilen varsayımlar ile Eşitlikler (2)-(4), literatürde yer alan ilgili denklemler (Durmaz ve Yavuz, 2001; Bejan ve diğerleri, 1996) ve geliştirilen yoğunlaştırıcı ısı dengesi modeli algoritması kullanılarak bu çalışmada gözönüne alınan PWR Nükleer Güç Tesisi için bir enerji analizi yapılmıştır. Tesisin ısı dengesi diyagramı akışkana ilişkin termodinamik verileri hesaplamalarda kullanılan 1'den 33'e kadar çeşitli konumları belirtilerek Şekil 1'de gösterilmektedir.

Bu çalışmada, çevreden alınan soğutma suyunun tesise (yoğusturucuya) giriş sıcaklığı için, tesis çevresindeki mevsimlik su sıcaklığı değişiminin 10-30°C aralığında olabileceği veya tesisin farklı yerlerde kurulması olasılıklarının irdelenmesi halinde ise gözönüne alınan yerlerdeki çevreden alınabilecek su için yıllık ortalama sıcaklığın bu aralıkta yer alabileceği öngörüsünde bulunularak bu sıcaklık aralığı için inceleme yapılmıştır. Ayrıca, yoğusturucuda çürük buharın doyma sıcaklığı ile soğutma suyunun çıkış sıcaklığı arasındaki fark $\Delta T_{sic} = 2, 4$ ve 6°C değerlerine sahip bir parametre olarak gözönüne alınmaktadır. Dizayn koşullarındaki referans değerler olarak, soğutma suyu giriş sıcaklığı $T_{ss,g} = 20^\circ\text{C}$ ve buharın doyma sıcaklığı ile soğutma suyunun çıkış sıcaklığı arasındaki fark $\Delta T_{sic} = 4^\circ\text{C}$ olarak varsayılmıştır. Kuramsal PWR Nükleer Güç Tesisi için dizayn koşullarına ilişkin ısı dengesini sağlayan termodinamik veriler Tablo 1'de özet halde sunulmaktadır.

Öncelikle, soğutma suyu giriş sıcaklığı $T_{ss,g} = 10, 15, 20, 25$ ve 30°C değerleri ile çürük buharın doyma sıcaklığı ve soğutma suyunun çıkış sıcaklığı arasındaki fark $\Delta T_{sic} = 2, 4$ ve 6°C değerleri için parametrik olarak soğutma suyu çıkış sıcaklığı $T_{ss,f}$ ve çürük buharın doyma sıcaklığı T_{doy} ile buna karşılık gelen yoğusturucudaki doyma basıncı P_{doy} değerleri yoğusturucu ısı dengesi modeli kullanılarak belirlenmiştir. Hesaplama sonuçları Şekil 2 ve 3'de sunulmaktadır. $T_{ss,g}$ ve $T_{ss,f}$ arasında doğrusal orantılı bir ilişki (örneğin, $T_{ss,g} = 10^\circ\text{C}$ iken $T_{ss,f} = 20,1^\circ\text{C}$ ve $T_{ss,g} = 30^\circ\text{C}$ iken $T_{ss,f} = 40,2^\circ\text{C}$) olduğu ve ΔT_{sic} 'ın aldığı değerlerin bu ilişki üzerinde bir etkisinin bulunmadığı Şekil 2'den görülmektedir. Herhangi bir sabit $T_{ss,g}$ değerinde her bir ΔT_{sic} değerindeki 2°C 'lik

artışta T_{doy} değerinde de yaklaşık 2°C'lik artış olduğu, ayrıca T_{doy} 'nin $T_{ss,g}$ ile değişiminin de doğrusal olduğu yine Şekil 2'den görülmektedir.

□ Yoğuşturucudaki doyma sıcaklığı T_{doy} 'a karşılık gelen mutlak doyma basıncı P_{doy} 'un soğutma suyu giriş sıcaklığı $T_{ss,g}$ 'ye bağlı değişiminin ise ardışık olarak artan ΔT_{sic} ve artan $T_{ss,g}$ değerleri için parabolik karakteristikli artışa sahip olduğu Şekil 3'den görülmektedir.

□ $T_{ss,g}$, $T_{ss,g}$, T_{doy} ve P_{doy} arasındaki ilişkiler böylece belirlendikten sonra, bu değerleri sağlayan tesisin dizayn harici işletme koşullarına ilişkin termodinamik özellikleri ve ısıl verimleri tesisin tümündeki ısıl dengeyi sağlayacak şekilde, soğutma suyu giriş sıcaklığı $T_{ss,g}=10, 15, 20, 25$ ve 30°C değerleri ile $\Delta T_{sic}=2, 4$ ve 6°C değerleri için ayrı ayrı hesaplanmıştır.

□

□

82 Sürdürülebilir Kalkınma İçin Nükleer Enerjinin Önemi

Tablo 1. Kuramsal PWR Nükleer Güç Tesisi için termodinamik veriler.

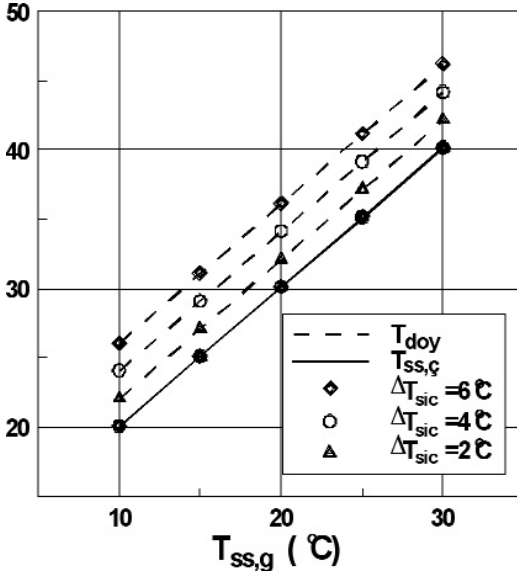
İstasyon no.	Kütleli debi kg/s	Basınç P MPa	Sıcaklık T °C	Kuruluk derecesi x	Entalpi h J/kg	Enerji e kJ/kg	Toplam enerji akış hızı MW
1	19295,0	16,10	290,24	sıkıştırılmış sıvı	1284,6	1200,5	23164,0
2	19295,0	15,80	323,97	sıkıştırılmış sıvı	1477,1	1393,0	26878,5
3	19295,0	15,50	290,00	sıkıştırılmış sıvı	1283,7	1199,5	23145,0
4	1986,9	7,00	285,86	1,000	2771,8	2687,7	5340,2
5	1806,9	7,00	285,86	1,000	2771,8	2687,7	4856,4
6	180,0	7,00	285,86	1,000	2771,8	2687,7	483,8
7	133,0	2,26	218,68	0,889	2593,3	2509,2	333,7
8	1673,9	1,26	190,21	0,859	2506,6	2422,5	4055,0
9	212,0	1,26	190,21	0,000	808,5	724,4	153,6
10	1461,9	1,26	190,21	0,983	2752,8	2668,7	3901,4
11	125,0	1,26	190,21	0,983	2752,8	2668,7	333,6
12	1336,9	1,26	190,21	0,983	2752,8	2668,7	3567,8
13	180,0	7,00	285,86	0,000	1267,0	1182,9	212,9
14	1336,9	1,26	260,51	kızgın buhar	2955,4	2871,3	3838,7
15	56,8	0,44	161,18	kızgın buhar	2774,4	2690,3	152,8
16	150,0	0,19	118,60	0,973	2645,5	2561,3	384,2
17	1130,1	0,0054	34,14	0,855	2211,3	2127,2	2404,0
18	180,0	2,26	218,68	0,177	1267,0	1182,9	212,9
19	313,0	2,26	218,68	0,000	937,4	853,3	267,1
20	313,0	1,26	190,21	0,065	937,4	853,3	267,1
21	650,0	1,26	190,21	0,000	808,5	724,4	470,9
22	650,0	0,44	147,11	0,089	808,5	724,4	470,9
23	150,0	0,19	118,63	0,000	497,9	413,8	62,1
24	150,0	0,0054	34,14	0,147	497,9	413,8	62,1
25	1280,1	0,0054	34,14	0,000	142,9	58,8	75,3
26	1280,1	1,50	34,25	sıkıştırılmış sıvı	144,8	60,7	77,7
27	1280,1	0,55	94,54	sıkıştırılmış sıvı	396,4	312,3	399,8
28	1986,9	0,50	142,30	sıkıştırılmış sıvı	599,2	515,1	1023,5
29	1986,9	8,25	143,52	sıkıştırılmış sıvı	609,4	525,3	1043,7
30	1986,9	8,12	176,60	sıkıştırılmış sıvı	752,0	667,9	1327,1
31	1986,9	8,00	208,42	sıkıştırılmış sıvı	892,7	808,6	1606,7
32	56505,8	0,30	20,00	sıkıştırılmış sıvı	84,1	0,0	0,0
33	56505,8	0,20	30,14	sıkıştırılmış sıvı	126,4	42,3	2390,8

Ayrıca, bu çalışmada gözönüne alınan PWR Nükleer Güç Tesisini temsil etmek üzere bilgisayar destekli akıllı bir yazılım paketi olan CyclePad (Wu,

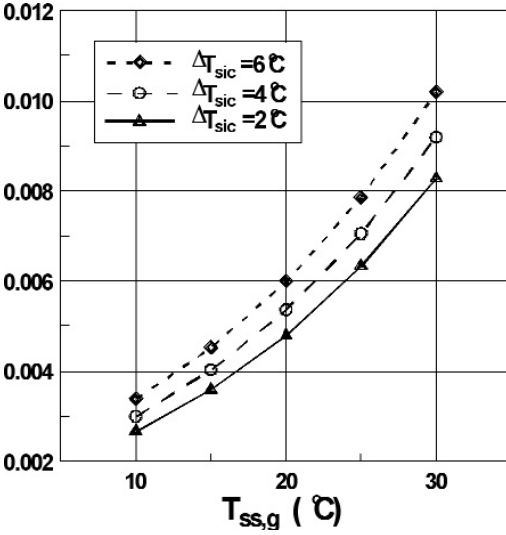
1999) ile Şekil 4’de gösterilen ısı dengesi diyagramı oluşturulmuştur. Yoğuşturucu ısı dengesi modeliyle belirlenen $T_{ss,g}$, $T_{ss,ç}$, T_{doy} ve P_{doy} arasındaki ilişkiler yardımıyla, CyclePad ısı dengesi diyagramı ve modeli kullanılarak tesiste sürekli halde ısı dengesini sağlayan hesaplamalar teyit edilmiştir. CyclePad modelinde kullanılan bileşenlerin listesi Tablo 2’de sunulmaktadır.

Bu çalışmada öngörülen temel varsayımlar dahilinde, tesisin dizayn harici işletme koşullarına ilişkin hesaplamaların sonuçlarına göre, $T_{ss,g}$ ’nin 10°C ’den 30°C ’ye artması halinde yoğuşturucuda soğutucu akışkana birim zamanda transfer edilen ısıda (\dot{Q}_V) çok küçük doğrusal bir artış, reaktörden birinci çevrimdeki soğutucuya birim zamanda transfer edilen ısıda ve dolayısıyla reaktör gücünde (\dot{Q}_R) ise %2,9’luk bir azalma tahmin edilmektedir.

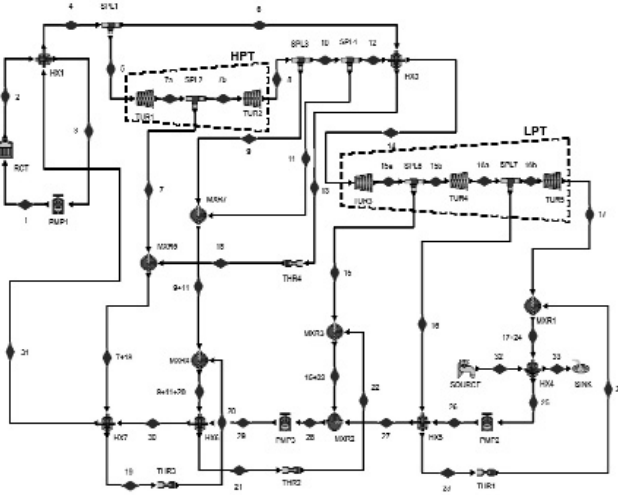
Şekil 2. Soğutma suyu çıkış sıcaklığının ($T_{ss,ç}$) ve yoğuşturucudaki doyma sıcaklığının (T_{doy}) soğutma suyu giriş sıcaklığına ($T_{ss,g}$) bağlı değişimleri.



Şekil 3. Yoğuşturucudaki doyma sıcaklığına (T_{doy}) karşılık gelen doyma basıncının (P_{doy}) soğutma suyu giriş sıcaklığına ($T_{ss,g}$) bağlı değişimi.



Şekil 4. Kuramsal PWR Nükleer Güç Tesisine eşdeğer CyclePad modeli.



Tablo 2. Şekil 4’deki CyclePad modelinde kullanılan bileşenlerin listesi

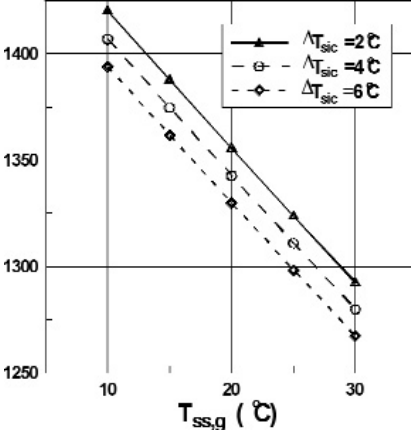
Bileşenin simgesi	Anlamı
RCT	Reaktör
PMP1	Reaktör soğutucu pompası
PMP2	Ana pompa
PMP3	Besi suyu pompası
TUR1 + TUR2	Yüksek basınç türbini (HPT)
TUR3 + TUR4 + TUR5	Alçak basınç türbini (LPT)
HX1	Buhar üretici
HX4	Yoğuşturucu
HX5	Alçak basınçlı besi suyu ısıtıcı
HX6	Yüksek basınçlı besi suyu ısıtıcı -2
HX7	Yüksek basınçlı besi suyu ısıtıcı -1
MXR2	Besi suyu tankı
MXR’ler (MXR2 hariç)	Akışkan akımlarını birleştiren karışım odaları
SPL3	Nem ayırıcı
SPL’ler (SPL3 hariç)	Akışkan akımlarını ikiye ayıran ayırıcılar
THR’ler	Kısılma vanaları

Çalışmanın ana bulguları Şekil 5 ve 6’da sunulmaktadır. Şekil 5’den görüldüğü gibi $T_{ss,g}$ ’nin 10°C ’den 30°C ’ye artması halinde, alçak basınç türbini çıkışındaki buhar koşullarının yani T_{doy} ve P_{doy} ’un $T_{ss,g}$ ile değişimi, tesisin net güç çıkışı \dot{W}_{net} ’de önemli bir azalmaya neden olmaktadır. Isıl verim η_{th} ’nin soğutma suyu giriş sıcaklığı $T_{ss,g}$ ile değişimi Şekil 6’da gösterilmektedir. Çevreden alınan soğutma suyu sıcaklığının 20°C ’den 30°C ’ye artması halinde gözönüne alınan PWR Nükleer Güç Tesisinin ısıl veriminin %35,96’dan %34,78 değerine azalacağı (yani %1,18’lik bir azalma olacağı) Şekil 6’dan görülmektedir ki bu $T_{ss,g}$ ’deki 1°C ’lik artışın η_{th} ’de %0,118’lik (~%0,12’lik) bir azalmaya neden olması anlamına gelmektedir.

□

□

Şekil 5. Net güç çıkışının (\dot{W}_{net}) soğutma suyu giriş sıcaklığına ($T_{ss,g}$) bağlı değişimi.



Bu çalışmada gözönüne alınan PWR Nükleer Güç Tesisinde birim zaman-daki toplam enerji akışları için karşılaştırmalı olarak bir fikir verebilmek amacıyla, $T_{ss,g} = 20^\circ\text{C}$ 'lik dizayn koşullarında ve parantez içinde verilen $T_{ss,g} = 30^\circ\text{C}$ 'lik çalışma koşullarındaki değerlerle belirlenen basitleştirilmiş güç dengesi diyagramı Şekil 7'de sunulmaktadır.

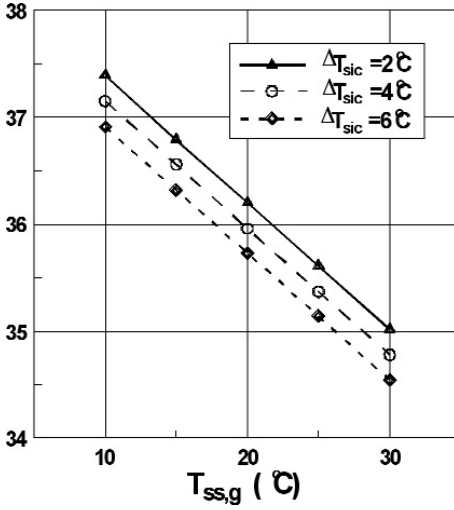
4. Sonuç

Bu çalışmada, soğutma suyu sıcaklığı ile yoğuşturucu basıncı arasındaki fonksiyonel ilişkiyi belirlemek üzere bir yoğuşturucu ısı dengesi modeli geliştirilmiştir. Gözönüne alınan PWR Nükleer Güç Tesisi için çevreden sağlanan soğutma suyunun sıcaklığının değişiminden kaynaklanan tesisin dizayn dışı işletme koşulları bu model kullanılarak belirlenmiştir.

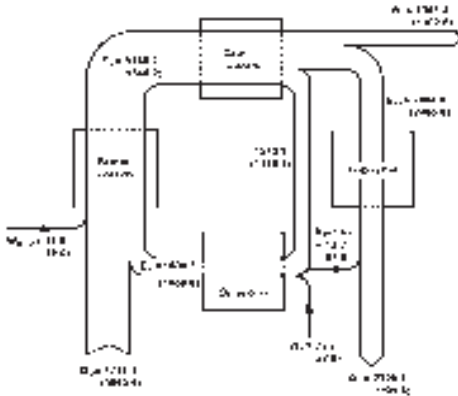
Gözönüne alınan PWR Nükleer Güç Tesisinde, “buhar üretici çıkışında buharın termodinamik koşulları değişmez” ve “soğutma suyu sıcaklığındaki değişim mevsimlik ve çok yavaş olacağı için buhar üretici çıkışında sabit termodinamik koşulları sağlamak üzere reaktörün ısıl gücü çok yavaş bir şekilde değiştirilebilir” temel varsayımlarının bu çalışmada hesaplama kolaylığı sağladığı için kullanılmış olduğunu, buna karşılık “çalışan nükleer güç reaktörlerinde gerçekte güç değişiminin, reaktörün kontrolünü zorlaştırması nedeniyle pek tercih edilmediğini” dikkate alarak Şekil 5 ve 7'deki gücün soğutma suyu sıcaklığı ile değişimine ilişkin sonuçların sadece gözönüne alınan nükleer güç tesisi için geçerli olduğuna dikkat edilmelidir. Öte yandan, Şekil 6'da sunulan

ıslıl verimin soğutma suyu sıcaklığı ile deęişiminin ise çok büyük olasılıkla alıřan nükleer güç reaktörü tesislerinde de yaklaşık olarak geçerli olacağı beklenbilir.

Şekil 6. Isıl verimin (η_{th}) soğutma suyu giriş sıcaklığına ($T_{ss,g}$) baęlı deęiřimi.



Şekil 7. Kuramsal PWR Nükleer Güç Tesisi için $T_{ss,g} = 20^\circ\text{C}$ 'lik dizayn koşullarında ve parantez içinde verilen $T_{ss,g} = 30^\circ\text{C}$ 'lik çalışma koşullarında basitleřtirilmiř güç dengesi (birimler MW_{th}).



Bu çalışmada hesaplanan “soğutma suyu sıcaklığındaki 1°C’lik artışın tesis ısı veriminde yaklaşık %0,12’lik bir azalmaya neden olması” sonucu, bir kombine çevrimli ısı güç tesisindeki termodinamik özelliklerin deneysel ölçümlenmelerine dayanan ve literatürde yer alan (Chuang ve Sue, 2005) “soğutucu akışkan sıcaklığındaki 1°C’lik artışın tesis ısı veriminde yaklaşık %0,1’lik bir azalmaya neden olduğu” şeklindeki sonucu ile bir hayli uyumludur.

Bu çalışmada elde edilen tesis ısı verimi değişimine ait hesaplama sonuçlarına göre, eğer daha önce Türkiye’de kurulması önerilmiş ve literatürde (Durmayaz ve Yavuz, 2001) ayrıntılı bir biçimde termodinamik analizi sunulmuş olan bir PWR 1500 MW_e (net gücü 1568,113 MW_{th}) Nükleer Güç Tesisi Türkiye’de inşa edilir ve soğutucu akışkan olarak deniz suyu kullanılırsa, Karadeniz suyu yıllık ortalama sıcaklığının Akdeniz suyu yıllık ortalama sıcaklığından 6,5-7°C daha soğuk olması nedeniyle tesisin Karadeniz sahilinde kurulması halinde Akdeniz sahilinde kurulmasına nazaran ısı veriminde %0,78-0,84 aralığında bir artış, yani tesis ısı veriminin literatürde verilen %36,75 değerinden %37,53-37,59 değerine artması beklenebilir. Bu verim artışı, ısı verimin tanımından (i) **tesis net gücünün sabit tutulması halinde reaktörden çekilecek ısı gücü 88,7-95,4 (ortalama 92,05) MW_{th}’lık bir azalmaya** (dolayısıyla nükleer reaktör yakıtlarından tasarruf edilmesine), veya reaktör işletmeciliği açısından daha gerçekçi olarak (ii) **reaktör ısı gücünün sabit tutulması halinde tesisin net gücünde 33,3-35,9 (ortalama 34,6) MW_{th}’lık bir artışa** karşılık gelmektedir.

1500 MW_e nominal güce (net gücü 1568,113 MW_{th}) sahip bir PWR Nükleer Güç Tesisinin kuruluş maliyetinin 2,5 ile 3 milyar ABD doları civarında olabileceği varsayılırsa tesisin gücü ile kuruluş maliyetinin doğrusal değişebileceği öngörüsü ve basit bir oranlama ile böylesi bir nükleer güç tesisinin Karadeniz sahilinde kurulması halinde “**sadece deniz suyu sıcaklığının daha soğuk olması nedeniyle tesisin net gücünden sağlanabilecek yaklaşık 35 MW_{th}’lık bir artışın tesisin kuruluş maliyetine ilişkin olarak ülke ekonomisine parasal katkısının ise yaklaşık 55,8 ile 67 milyon ABD doları arasında olacağı tahmin edilebilir**” (Lütfen, bu sonucu burada varsayılan tesisinin kuruluş maliyeti ile değil, gerçek değerlerle hesaplayarak yorumlayınız). Tüm bu değerlendirmelerden, kurulması öngörülen nükleer güç tesisinin **termodinamik verimlilik açısından** öncelikli olarak Karadeniz sahilinde kurulmasının daha uygun olacağı anlaşılmaktadır. Ancak, bu değerlendirmeler Akdeniz sahillerinde nükleer güç reaktörü tesisleri kurulması uygun değildir an-

lamına gelmediği gibi, nükleer güç tesislerinin yer seçiminde soğutucu akışkan sıcaklığı haricinde diğer faktörlerin olduğu da göz ardı edilmemelidir.

Teşekkür

Sunulan çalışma **Prof. Dr. Hasbi Yavuz** ve **Doç. Dr. Oğuz Salim Söğüt**'ün değerli katkılarıyla gerçekleştirilen araştırmalar (Durmayaaz ve Yavuz, 2001; Durmayaaz ve Sogut, 2006) yardımıyla hazırlanmıştır.

Kaynaklar

Bejan A, Tsatsaronis G, Moran M. 1996. Thermal Design and Optimization, John Wiley & Sons.

Chuang CC, Sue DC. 2005. Performance effects of combined cycle power plant with variable condenser pressure and loading. *Energy*, 30: 1793-1801.

Dietzel F. 1980. Dampfturbinen, Carl Hanser Verlag München Wien.

Dunbar WR, Moody SD, Lior N. 1995. Exergy analysis of an operating boiling-water-reactor nuclear power station. *Energy Conversion and Management*, 36(3): 149-159.

Durmayaaz A, Yavuz H. 2001. Exergy analysis of a pressurized-water reactor nuclear-power plant. *Applied Energy*, 69: 39-57.

Durmayaaz A, Sogut OS. 2006. Influence of cooling water temperature on the efficiency of a pressurized-water reactor nuclear-power plant, *International Journal of Energy Research* 30: 799-810.

Eyice S. 1975. Buhar Türbinleri, Cilt 1, İDMMA Yayınları No. 69, İstanbul.

Gañán J, Rahman Al-Kassir A, González JF, Macías A, Diaz MA. 2005. Influence of the cooling water on the efficiency of a thermonuclear plant. *Applied Thermal Engineering*, 25: 485-494.

Rosen MA, Scott DS. 1986. Energy and exergy analyses of a nuclear steam power plant, *Proceedings of the Canadian Nuclear Society 7. Annual Conference*, CNS, Toronto, ON (Canada), 8-11 Jun 1986, 187-196.

Wu C. 1999. Intelligent computer aided optimization of power and energy systems, *Proc Instn Mech Engrs*, 213: Part A: 1-6.