

T.C.
SİNOP ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER REAKTÖRLERDE KULLANILMAK ÜZERE ÇELİK VE METAL
TABANLI KOMPOZİT MALZEMELERİN TASARIMI, ÜRETİMİ VE
RADYASYON ETKİLEŞİM PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ

FERİT AHMET ORBEYİ

YÜKSEK LİSANS

DİSPİPLİNLER ARAARASI NÜKLEER ENERJİ VE ENERJİ SİSTEMLERİ
ANABİLİM DALI

DANIŞMAN
Doç. Dr. Turgay KORKUT

SİNOP – 2018

T.C.
SİNOP ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Bu çalışma, jürimiz tarafından 19/01/2018 tarihinde yapılan sınav ile Disiplinler Arası Nükleer Enerji ve Enerji Sistemleri Anabilim Dalında Yüksek Lisans Tezi olarak kabul edilmiştir.

Başkan: Doç. Dr. Turgay KORKUT
Üye: Yrd. Doç. Dr. Harun GÜNEY
Üye: Yrd. Doç. Dr. Mustafa Kemal BALKİ

ONAY :

Yukarıdaki imzaların adı geçen öğretim üyelerine ait olduğunu onaylarım.

19/01/2018

Doç. Dr. Turgay KORKUT
Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

NÜKLEER REAKTÖRLERDE KULLANILMAK ÜZERE ÇELİK VE METAL TABANLI KOMPOZİT MALZEMELERİN TASARIMI, ÜRETİMİ VE RADYASYON ETKİLEŞİM PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ

ÖZET

Nükleer Reaktörlerin en önemli bölümü olan yakıtın bulunduğu örneğin uranyum 235 izotopunun yakıt çubuklarının metal zarflarında kullanılabilecek en uygun çelik üretimini yapmak amacıyla bu tez çalışması yapılmıştır. Tercih edilecek olan çelik hem 4,5 MeV hızlı nötron yayınlayan hem, 0.0025 eV termal nötron hem de 7 MeV enerjili gama ışınımalarında GEANT4 Monte Carlo simülasyon kodları ile çelik numuneleri araştırılmış sonuçların değerlendirilmesi neticesinde en uygun on farklı çelik numunesi üretimi yapılarak Am-241/Be kaynağını da nötron zırhlama kapasiteleri araştırılmıştır. Teorik ve deneysel sonuçlar değerlendirilerek nükleer reaktörlerde kullanılabilecek en uygun çelik üretiminin yapılması sağlanmaya çalışılmıştır.

Anahtar Kelimeler: Çelik, hızlı nötron, termal nötron, gama, Monte Carlo Simulasyon tekniği, Geant4, zırhlama

DETERMINATION OF DESIGN, PRODUCTION AND RADIATION INTERFERENCE PARAMETERS OF STEEL AND METAL BASED COMPOSITE MATERIALS USING NUCLEAR REACTORS

ABSTRACT

The most important part of the Nuclear Reactor, the muddy 235 isotope fuel, where the fuel is located, is the thesis study done to make the most suitable steel production that can be used in metal envelopes. The preferred steel is the Am-241 / Be, which produces the most suitable steel specimens for both the 4.5 meV fast neutron emitting and 0.0025 eV thermal neutron as well as the 7 megawatt gamma rays with the GEANT4 Monte Carlo simulation codes and steel specimens evaluated for the investigated results neutron shielding capacities were searched from the source. By evaluating the theoretical and experimental results, it has been tried to provide the most suitable steel production to use nuclear reactors.

Keywords: Steel, fast neutrons, thermal neutrons, gamma, Monte Carlo Simulation technique, Geant4, shielding

TEŞEKKÜR

Danışmanım Doç. Dr. Turgay KORKUT’a Yrd. Doç. Dr. Bünyamin AYGÜN’e çalışmalarımız boyunca yaptığı katkılardan dolayı teşekkür ederim.

Yrd. Doç. Dr. Bünyamin AYGÜN’e üretim ve deneysel çalışmalarda yaptığı katkılardan dolayı teşekkür ederim.

Aramızdan ayrılmasından derin üzüntü duyduğumuz Yrd. Doç. Dr. Celil YAVUZ’a Yüksek Lisans eğitimime başlamamda ve devamında çalışmalarımıza sağladığı katkılarından dolayı teşekkür ederim.

Yüksek Lisans eğitimim süresince desteklerini hiçbir zaman eksik etmeyen eşim ve kızıma sonsuz teşekkürler.



İÇİNDEKİLER

ÖZET	i
ABSTRACT	ii
TEŞEKKÜR	iii
İÇİNDEKİLER	iv
ŞEKİLLER ve ÇİZELGELER LİSTESİ	vi
1. GİRİŞ	1
2. KURAMSAL TEMELLER	3
2.1. Nükleer Enerji ve Üretim Aşamaları	3
2.1.1. Nükleer Reaktörler	4
2.1.2. Nükleer Fisyon	7
2.2. Nötronun Keşfi ve Tarihsel gelişimi	7
2.3. Nötronlar	11
2.3.1. Nötronların Hareket Denklemleri	13
2.3.2. Nötron Kaynakları	15
2.3.2.a. Alfa-Berilyum Kaynakları	15
2.3.2.b. Fotonötron Kaynakları	15
2.3.2.c. Kendiliğinden Fisyon	16
2.3.2.ç. Nükleer Reaksiyonlar	16
2.3.2.d. Reaktörler	16
2.4. Nötronların Zırhlanması	17
2.4.1. Nötronların Azaltılması ve Soğurulması	18
2.4.2. Nötronların Madde ile Etkileşimi	18
2.4.2.a. Elastik saçılma	19
2.4.2.b. İnelastik Saçılma	20
2.4.2.c. Nötron yakalanması	20
2.4.2.ç. Nükleer Reaksiyonlar	21
2.4.2.d. Fisyon Olayı	21
2.4.2.e. Yüksek enerji hadron sağnağının üretilmesi	22
2.5. Gama Işınımı	22
2.5.1. Gama Kaynakları	22
2.5.2. Gama Işınlmasının Madde ile Etkileşimi	23
2.5.2.a. Fotoelektrik olay	24

2.5.2.b. Compton saçılması	25
2.5.2.c. Çift oluşumu	26
2.5.3. Gama Transmisyonu ve Soğurucu Malzemeler	28
2.5.4. Nükleer Reaktörlerde Termal, Hızlı Nötron ve Gama Kontrolü	29
2.5.4.a. Yavaşlatıcı	29
2.5.4.b. Soğutucu	29
2.5.4.c. Kontrol Çubukları	30
2.6. Çelik	30
2.6.1. Çeliğin Maddesel Özellikleri	31
2.6.2. Çelik Sınıfları	31
2.6.3. Nükleer Endüstride Kullanılan Çelikler	31
3. MATERYAL VE YÖNTEM	34
3.1. LINUX İşletim Sistemi	34
3.2. Monte Carlo Simülasyon Tekniği	34
3.2.1. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu	36
3.2.2. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu Kullanım Aşamaları	36
3.3. Çelik Üretimi	37
3.4. Nötron Eşdeğer Doz Oranı Ölçüm Sistemi	42
3.4.1. Nötron Dedektörleri	42
3.4.2. Dedektörün çalışması	42
3.4.3. Nötron dedektör tipleri	43
3.4.3.a. BF_3 Orantılı sayaçları	43
3.4.3.b. Deneyde Kullanılan Dedektör ve Özellikleri	44
4. ARAŞTIRMA BULGULARI	45
4.1. Nötron Etkileşim Parametreleri	45
4.2. Gama Işınımı Etkileşim Parametreleri	48
5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA	50
6. KAYNAKLAR	52
7.ÖZGEÇMİŞ	58

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1. Nükleer Enerjinin Tarihsel Gelişimi	4
Şekil 2.2. Dünyada 2015 itibari ile faal nükleer reaktör sayıları	5
Şekil 2.3. 2007 yılında dünya elektrik üretimi %	6
Şekil 2.4. Fisyon olayı	7
Şekil 2.5. Nötronun çekirdekten elastik saçılması	20
Şekil 2.6. Nötronun çekirdekten inelastik saçılması	20
Şekil 2.7. Nötron yakalanması	21
Şekil 2.8. Fisyon olayı	21
Şekil 2.9. Fotoelektrik Olay	25
Şekil 2.10. Compton saçılımı	25
Şekil 2.11. Çift Oluşumu	26
Şekil 2.12. Fotoelektrik Olay, Compton Olayı ve Çift Oluşumun baskın olduğu yerler	27
Şekil 2.13. Radyasyon Enerjisine göre Lineer Soğurma Katsayısındaki değişim	27
Şekil 3.1. Geant 4 simülasyon sonucu	37
Şekil 3.2 Çelik üretimi	38
Şekil 3.3. Üretilen Numuneler	40
Şekil 3.4. Nötron Eşdeğer Doz Oranı Ölçüm Sistemi	44
Şekil 4.1 Elastik Saçılan Hızlı ve Termal Nötronların Teorik Sonuçlar	46
Şekil 4.2 İnelastik Saçılan Hızlı Nötronların Teorik Sonuçları	47
Şekil 4.3 Yakalanan Hızlı ve Termal Nötronların Teorik Sonuçlar	47
Şekil 4.4 Etkileşmeyen Hızlı ve Termal Nötronların Teorik Sonuçlar	45
Şekil 4.5 Deneysel Nötron Eşdeğer Doz Ölçümü Sonuçları	48
Şekil 4.6. Gama lineer soğurma katsayısı teorik Sonuçlar	49



1. GİRİŞ

Modern toplumlarda radyasyonun giderek artan amaçlarla kullanılması, tüm canlılar için risk teşkil etmektedir. Radyasyonun temel bilimlerde, tıpta, tarımda, endüstride ve askeri amaçlarla kullanılması kaçınılmaz hale gelmiştir. Dünyada tıp, bilimsel araştırma, enerji, tarım ve endüstride ihtiyaçları gidermek için üç binden fazla nükleer tesis bulunmaktadır. Bu bağlamda radyasyon zırhlama teknolojilerindeki gelişmeler çok büyük önem arz etmektedir. Yapılan çalışmaların amacı üretilen çelik malzemelerin radyasyon ortamına bağlı olarak zırhlama kuralları dâhilinde uygun kalkan malzemeleri araştırılmasıdır.

İnsanoğlu Dünya’da doğal olarak bulunan radyoaktif çekirdeklerden, Güneş sisteminde oluşan kozmik ışıklardan ya da insanoğlunun ürettiği yapay radyasyonun etkisi altında kalmaktadır. 1896 yılında Henrie Becquerel tarafından radyoaktivitenin keşfinden bu zamana, radyoaktivite ve radyasyon uygulamaları çalışmaları, artan ilgi devam etmiştir. Radyasyonun kullanılma isteği yeni radyasyon kaynaklarının bulunmasına ve zararlı etkisini azaltacak zırhlama çalışmalarına sebep olmuştur. Nötronlar nükleonların yüksüz olanıdır. Bu sebeple nötronlar Coulomb kuvvetinden etkilenmeden maddenin içlerine kadar nüfuz edebilirler. Nötronlar iyonlaştırıcı radyasyon değildirler fakat madde ile etkileşime girdiklerinde ikincil radyasyona (α , β , γ ve X-ışınları) neden olur ve iyonlaştırıcı özelliğe sahip olurlar. Nötronlar yüksüz olduklarından pozitif ya da negatif yüklü parçacıklarla herhangi bir itme veya çekme şeklinde etkileşim oluşmaz. Nötronların bu özelliği kullanılarak herhangi bir maddenin atom çekirdeği nötronlarla bombardıman edildiğinde elektronik yapı değişmeden atom çekirdeğinde değişiklikler oluşturulabilir. Nötronla bombardıman edilen çekirdek nötronu soğurarak kütesini artırabilir. Kütesini arttıran atom kararsız hale gelir kararsız atom çeşitli ışımlar yaparak kararlı hale gelir ki bu ışıma da radyasyon olarak nitelendirilir. Nötronlar diğer yüklü parçacıklardan (alfa, beta, gama) madde içerisinde daha girici olduğundan zırhlanmaları da aynı ölçüde zorlaşır. Nötron zırhlanması üç aşamada gerçekleştirilir. Yüksek enerjili nötronlar (Rölativistlik $E > 10$ MeV) ve hızlı nötronlar (E 200 keV-10 MeV) nötronlar hidrojene karşı duyarlı olduğundan, birinci aşamada nötronlar hidrojen zengin olan su, polietilen, parafin, gibi maddeler kullanılarak enerjileri düşürülür. Bu işlemin neticesinde Epitermal (E 0,4–100 eV) ve Termal (E 0,003–0,4 eV) nötronlar elde edilir. İkinci aşamada, hidrojen zengin maddelerden sonra yavaş (termal) nötronlara karşı yüksek soğurucu tesir kesitine sahip kadmiyum, bor ve lityum gibi kalın malzemeler ile nötronların soğurulması amaçlanır.

Üçüncü aşamada ise, nötronların soğurulması sonucu, soğurucu madde tarafından yayınlanan gamaların tutulması için kurşun gibi, gama soğurucu maddeler kullanılır.



2. KURAMSAL TEMELLER

2.1. Nükleer Enerji ve Üretim Aşamaları

Nükleer enerji, elementlerin iç enerjisi ile kazanılan bir enerji türüdür. Albert Einstein'ın Kütle enerji eşitliğini gösteren, $E=mc^2$ formülü ile ilişkilidir.

Kütle-enerji bağıntısı, reaksiyonun oluşumunu açıklamaz, reaksiyonu nükleer kuvvetler yapar. Nükleer enerji elde etmek için nükleer reaktörler kullanılır.

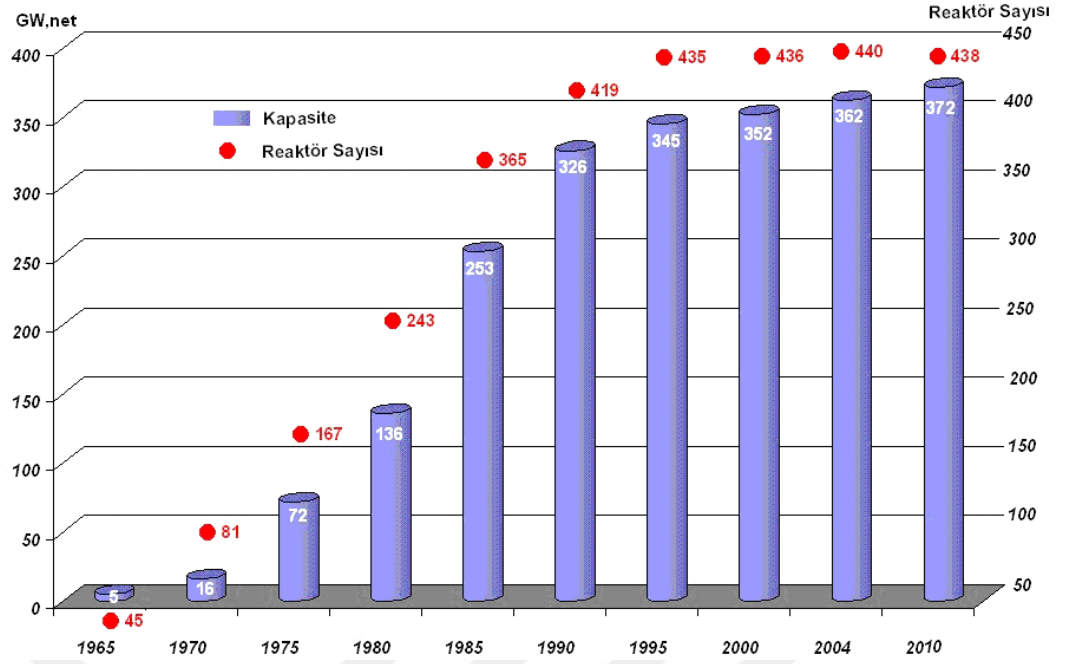
Nükleer enerji tepkimeleri üç şekilde meydana gelir;

1. Füzyon: Atomik parçacıkların birleşme reaksiyonu.
2. Filyon: Atom çekirdeğinin zorlanmış olarak parçalanması.
3. Yarılanma: Çekirdeğin parçalanarak daha kararlı hale geçmesi. Doğal (yavaş) filyon (çekirdek parçalanması) olarak da tanımlanabilir.

Radyoaktif elementlerin, nötron bombardımanına maruz bırakılarak küçük elementlere bölünmesi olayına filyon, hafif radyoaktif elementlerin nükleer reaksiyonlar sonucu birleşerek daha ağır elementleri meydana getirdiği nükleer tepkimelere ise füzyon denir. Füzyon reaksiyonları sonucu oluşan enerji filyon reaksiyonları sonucu oluşan enerjiden büyüktür. Güneş patlamaları füzyon'a, nükleer santrallerde, atom bombası filyona örnek olarak gösterilebilir.

Fransız fizikçi Henri Becquerel tarafından 1896 yılında tesadüfen, uranyum elementinin karanlıkta yayılan radyoaktif ışınlarının fotoğraf plakaları ile fark edilmesi sonucu nükleer enerji ilk defa keşfedilmiştir.

Nükleer santrallerde zenginleştirilmiş uranyum kullanılır. Uranyumun filyon tepkimesi ile bölünmesi sonucu çok yüksek düzeyde enerji açığa çıkar. Nötronların yüksek hızla uranyum elementinin çekirdeğine çarpması sonucu çekirdeğin kararsız hale gelerek büyük bir enerji açığa çıkartan filyon tepkimesine sebep olur. Tetikleyici ilk filyon tepkimesi neticesinde ortama yayılan nötronlar uranyum çekirdeklerine çarpmaya devam ederek zincirleme bir reaksiyona sebep olur. Açığa çıkan enerji kontrol edilmez ise ölümcül boyutlara ulaşır. Reaktörlerde, fazla nötronları tutarak zincirleme reaksiyonu kırar ve filyon tepkimesinin kontrol altına alınmasını sağlar.



Şekil 2.1. Nükleer Enerjinin Tarihsel Gelişimi (1965-2010).

Nükleer santrallerin içyapısına bakacak olursak, uranyumun fisyon tepkimesine girmesiyle açığa çıkan enerji ile su buharı çok yüksek sıcaklıklara kadar ısıtılarak stim elde edilir. Yüksek sıcaklıktaki bu buhar, türbinlere aktarılır. Türbin kanatçıklarına çarpan yüksek enerjili buhar vasıtası ile türbine bağlı jeneratörde elektrik enerjisi üretilir. Jeneratörde oluşan elektrik, iletim hatları ile kullanılacağı yere aktarılır. Elektrik enerjisi üretilerek basınç ve sıcaklığı düşmüş buhar, tekrar kullanılmak üzere yoğunlaştırucuya gider ve sıvı haline geldikten sonra tekrar fisyon tepkimesi ile üretilen enerji vasıtasıyla buhar haline getirilir ve bir döngü oluşturulur.

2.1.1. Nükleer Reaktörler

Nükleer reaktör, zincirleme çekirdek tepkimesinin başlatılarak kontrollü ve devamlı bir şekilde sürdürüldüğü sistemlerdir. Nükleer reaktörler nükleer enerjinin genelde elektrik enerjisine çevrildiği santraller olarak kullanılır.

Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı'nın "Güç Reaktörü Bilgi Sistemi – Power Reactor Information System (PRIS)" 15 Kasım 2015 itibari ile 31 ülkede 441 nükleer reaktör aktif olarak kullanılmaya devam etmektedir. Hali hazırda yeryüzünde üretilen elektriğin %10,9'u (376,8 GWe) nükleer santrallerden sağlanmaktadır. ABD 2014 yılı elektrik üretiminin %19,4'ünü nükleer santrallerden karşılamış olup, 99 nükleer reaktöre sahip olarak dünyada en büyük nükleer enerji üreticisi konumundadır. Hali hazırda

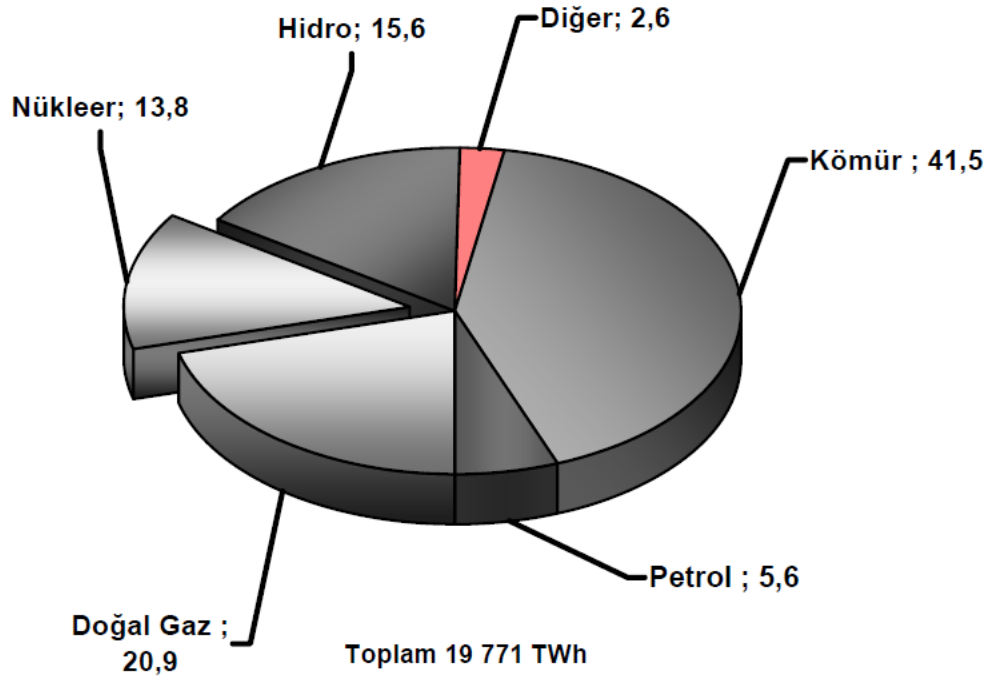
South Carolina, Georgia ve Tennessee eyaletlerinde 5 Nükleer reaktör inşa halindedir. Rusya’da 34 nükleer reaktör işletme halindedir. Rusya elektrik üretiminin %18’ini nükleer santrallerden karşılamakta olup 9 nükleer reaktör inşaat halindedir. Rusya, ilk yüzen nükleer santral, ilk hızlı nötron reaktörü (BN-800 ve BN-1200) gibi çalışmalarda bulunmaktadır. Çin Halk Cumhuriyeti’nde 31 nükleer santral çalışır; 21 nükleer santral de inşaat aşamasında olup. Nükleer santral teknolojisinde önemli ilerleme kaydetmiş ve artık kendi tasarımı olan nükleer santrallere sahiptir. Birleşik Krallık 16 nükleer reaktöre sahip ve ülkede üretilen elektriğin %17 si nükleer santrallerden karşılamaktadır. Birleşik Krallık’ın 2006 yılı planlarında 16 GW’lık nükleer santral bulunmaktadır. Fransa’nın Elektrik üretiminin %75’i nükleer santrallerden karşılanmakta olup 58 nükleer reaktöre sahiptir ve 1 nükleer reaktör de inşaat halindedir.



Şekil 2.2. Dünyada 2015 itibari ile faal nükleer reaktör sayıları.

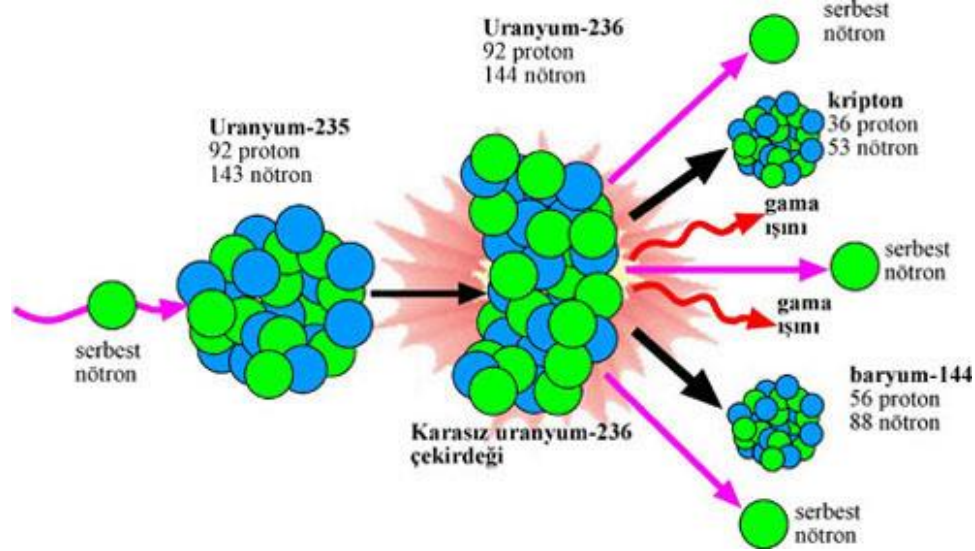
Almanya elektrik ihtiyacının %16’sini 9 adet nükleer santralden karşılamakta olup. Fukuşima sonrası 1980’den önce inşa edilmiş olan 8 nükleer reaktörünü kapatmıştır. Bu santraller 2010 yılında işletmeden çıkarılacaktı. Fakat 2010 yılında enerji arz güvenliği sebebiyle bu santrallerin işletme sürelerinde uzatmaya gittiler. 2011 yılında yaşanan Fukuşima kazası etkisiyle yaşanan gösteriler sebebiyle süresi uzatılan santraller kapatıldı. Halen işletme sahiplerinin açtığı davalar devam etmektedir. Japonya’da Fukuşima öncesi 48 nükleer reaktör faaliyette ve 2 nükleer reaktör inşa halinde idi. Fukuşima sonrası işletmede olan bütün nükleer santraller risk

değerlendirmesi yapılması amacıyla kapatılmış. Aralık 2013 yılında Japon hükümetinin yayınladığı 20 yıllık enerji planında nükleer enerji santrallerinin baz yük olarak kullanılacağı öngörüldüğü. Bu sebeple Nükleer Santrallerin detaylı güvenlik analizlerinin yapılarak işletmeye tekrar açma süreçleri başlatılmıştır. Bu gelişmeler neticesinde 43 reaktörün 24' ü yeniden işletmeye alınmak için Nükleer Düzenleyici Kuruluşuna (NRA) başvuruda bulunmuşlardır. 15 Kasım 2015 tarihi itibari ile Sendai 1 ve Sendai 2 nükleer reaktörleri tam kapasite ile işletmeye alınmış, Takahama 3-4 ve Ikata 3 reaktörlerinde düzenleyici denetimleri yapılmış ve yakıt yükleme izinlerinin alınması ve 2016 yılında 7 reaktör daha işletmeye alınması beklenmektedir.



Şekil 2.3. 2007 yılında dünya elektrik üretimi %

2.1.2. Nükleer Fisyon



Şekil 2.4. Fisyon olayı

Fisyon, bir atom çekirdeğinin bölünmesi olayıdır. Alman bilim insanları Otto Hahn ve Strassman, 1938 yılında yapılan deneylerde, yavaş nötronların (düşük enerjili nötronlar) U-235 (uranyum-235) izotopu çekirdeğine etki ettiklerinde, U-235 çekirdeğinin iki eşit parçaya bölündüğünü ve çok yüksek bir enerjinin açığa çıktığını tespit ettiler. Bu deneysel sonuç Albert Einstein'ın, enerji ve kütlenin birbirine dönüşebileceğini işareteden, $E=mc^2$ formülünü doğrulamıştır. Bu formülde "m" maddenin kütlesini, "c" ışık hızını ve "E" de m kütlesinin tamamen yok olması halinde ortaya çıkacak olan enerjiyi göstermektedir. Buna tespite göre bir kilogram U-235'in bölünmesinden yaklaşık 3000 ton iyi cins kömüründen elde edilecek enerjiye eşit enerji açığa çıkacağı belirlenmiştir. Atom bombası ve nükleer reaktörlerde fisyon tepkimesi sonucunda enerji elde edilir.

2.2. Nötronun Keşfi ve Tarihsel gelişimi

Henry Becquerel'in 1896 yılında Uranyum tuzu tarafından yayınlanan ışınlam keşfi ile radyoaktivite hakkındaki ilk bilgiler eldeilmeye başlamıştır. Mary Curie ve eşi Pierre Curie'nin Radyum ve Polonyum elementlerini 1898 yılında keşfetmelerinin ardından radyoaktif birçok element bulunmuştur. Bu keşiflerin ardından radyasyon değişik amaçlarla kullanılmaya başlanmıştır.

Nötron ve fisyonun keşfinin ardından nükleer reaktörler gelişmeye başlamıştır. Bu gelişmeler ışığında dünyada kullanılan radyoaktif maddelerin ve radyasyon kaynaklarının sayısı hızla artmaya başlamıştır (Etherington 1958). Söz konusu çalışmalar ile nükleer reaktörlerdeki fisyon ve nötron bombardımanı ile oluşturulan radyoizotopların tehlikeli etkilerine karşı zırhlama teknolojisinin ortaya çıkmasına ihtiyaç duyulmuştur. Radyasyon kaynaklarının zırhlaması, radyasyonun maddelere ve dokulara nüfuz edebilmesi ve verdiği zararlardan ötürü önemi anlaşılmıştır.

Nükleer reaktörler ve nükleer enerji teknolojilerinin yaygınlaşması ile birçok elementin radyoizotopları elde edilmiştir. Zamanla her alanda gelişen teknoloji, nükleer alanında da etkisini göstermiştir (Oberhofer 1991). Radyoizotopların tıp (Bernier *et al.* 1997) ve arkeometri (Tuğrul 1985) gibi alanlarda yaygın olarak kullanıldığı bilinmekle birlikte sürekli gelişen nükleer teknikler birçok farklı alanda da kullanılabilir (Gardner and Ely 1967, Földiák 1986).

Radyasyonun canlılar üzerindeki olumsuz etkilerinin önlenmesi amacıyla zırhlama teknolojisi giderek önem kazanmaktadır (Ferrari *et al.* 2001).

Radyasyon zırhlamasında çeşitli malzeme kullanımlarına birçok örnek gösterilebilir. Grifoni (1988) bor ve kurşun mineralleri kullanarak elde ettiği çimento tabanlı malzeme ile Amerikan Patent Ofisi'nden patent almıştır. (Singh *et al.* 2008) daraltılmış şua metodunu kullanarak 356, 662, 1173 ve 1332 keV'lik γ - ışını enerjilerinde baryum borat uçucu küllerinin kütle azaltma katsayılarını belirlemişlerdir. (Alam *et al.* 2001) Bangladeş'in farklı bölgelerinden alınan toprak, kum, inşaat malzemesi ve ağır sahil numunelerinin kütle ve nötron transmisyonlarını ^{133}Ba , ^{137}Cs ve ^{60}Co nokta kaynaklarının 276, 303, 356, 384, 662 ve 1332 keV'lik enerjileri için yüksek çözünürlüklü HPGe dedektör kullanarak ölçmüşlerdir. (Singh *et al.* 2003a) 511, 662, 1173 ve 1332 keV foton enerjilerinde $\text{ZnO-PbO-B}_2\text{O}_3$ camlar için kütle soğurma katsayısı, etkin atom numarası ve etkin elektron yoğunluğunu deneysel ve teorik sonuçlarının karşılaştırmasını çalışmışlardır. (Khanna *et al.* 1996) 662 KeV'de bazı ağır metal oksit borat camlarda lineer ve kütle azaltma katsayılarını belirlemişlerdir. (Singh *et al.* 2003b) 356, 511, 662, 1173, 1332 keV'lük foton enerjilerinde zırhlama malzemesi olarak baryum ve kalsiyum borat camlar için γ -ışını değerlerini, kütle azaltma katsayısını ve etkin atom numaralarını belirlemişlerdir. (Boncukçuoğlu vd 2005) tınkal cevherinden boraks üretimi yapılırken elde edilen atık ile modifiye edilmiş çimento ve Portland çimentosunun 15,746 keV'den 40,390 keV'e kadar olan enerji aralığında radyasyon

geçirgenliklerini çalışmışlardır. (Singh *et al.* 2004b) γ -ışını radyasyon zırhlayıcı için ince şua metodunu kullanarak $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-PbO-B}_2\text{O}_3$ cam sistemlerle $\text{PbO-B}_2\text{O}_3$ kurşun boratın karşılaştırmalı çalışmasını yapmışlardır. (Abdo *et al.*(2003) yüksek yoğunluklu polietilen ve kurşun oksit kompozit malzemelerin hızlı nötron ve γ -ışını zırhlaması üzerine çalışmışlardır. (Singh *et al.* 2005a) $\text{PbO-B}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ ve $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-B}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ camlar için 662 ve 1173 keV'lik γ -ışını enerjilerinde kütle azaltma katsayısını deneysel ve teorik olarak hesaplayarak karşılaştırmalarını yapmışlardır. (Singh *et al.* 2005b) 511, 662, 1173 ve 1332 keV'lik enerjilerde $\text{CaO-SrO-B}_2\text{O}_3$ camlar için kütle azaltma katsayılarını, etkin atom numaralarını ve etkin elektron yoğunluklarını deneysel olarak hesaplamışlardır. (Singh *et al.* 2006) $\text{PbO-BaO -B}_2\text{O}_3$ cam sisteminde 511, 662 ve 1274 keV'lik foton enerjilerini kullanarak yarı kalınlık parametresi ve kütle azaltma katsayısını XCom programı yardımıyla hesaplamışlardır. (Kirko 2007) baryum veya kurşunun farklı oksitleri ve ağır metallerin bileşiklerini içeren polimer veya seramik tabanlı Basgan isminde radyasyon zırhlayıcılığı çok iyi olan birkaç adet kompozit malzeme elde etmiştir.

Radyasyon zırhlama üzerine yapılan çalışmaların bir kısmı yukarıda belirtilmiştir. Bu çalışmalarda deney geometrisi dedektör ile radyasyon kaynağının arasına materyalin konması şeklinde kurulur. Ancak bu geometride materyalin kendisi, radyasyon kaynağı, arasındaki mesafeler, kullanılan dedektör ve kolimatör tipleri önemlidir. Bunlarla ilgili birçok çalışmaya örnek verilebilir. (Turgut *et al.*2004,) ikincil X-ışınlarını kullanarak 4,508-13,375 keV foton enerji aralığında Cu, Cr ve bileşiklerinin X-ışını azaltma katsayılarını belirlemişlerdir (Turgut *et al.*, 2004). (Sidhu *et al.* 1999) 662 keV'lik γ - ışınları için su ve toprağın kütle azaltma katsayılarını belirlemiştir. (Çevik vd 2006) CuInSe_2 yarı iletkeni için azaltma katsayısı, kalınlık ve etkin atom numaralarını hesaplamışlardır. (Midgley 2006) X-ışını nötron transmisyonlarını ölçerken saçılan radyasyonun sistematik hatanın ana kaynağı olabildiğini belirlemiştir. (Turgut vd 2005) çeşitli hedefler yardımıyla 4,508-17,443 enerji aralığında elde edilen ikincil ışın kullanarak FeF_3 , Fe_2O_3 , $\text{FeCl}_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$, $\text{FeCl}_3 \cdot 2\text{NH}_4\text{Cl} \cdot \text{H}_2\text{O}$ bileşiklerinin kütle soğurma katsayılarını belirlemişlerdir. (Şarer 2002)'a göre nötron ışınlarının dedeksiyonu ve soğurulması ile ilgili çalışmalar toplam tesir kesitlerinin hesaplanması üzerine yoğunlaşmıştır (Goldsmith *et al.* 1947; Huges and Schwartz 1958; Blatt and

Weiskopf 1952; Shera and Hafemeister, 1966). (Khater and Ebaid 2008) yaptıkları çalışma ile referans numuneler ile diğer numunelerin matrisi arasındaki farklılıklarından dolayı foton pik verimlerindeki sistematik belirsizliği düzeltmişlerdir. (Lorch 1973) ^{241}Am 'in alfa parçacığı kullanarak ^9Be 'dan Waterloo Üniversitesi ile birlikte nötron pikleri elde etmiştir. (Yarar 1994) çalışmasında, nükleer güç reaktörleri zırhlamasında kullanılan betonlarda kolemanit kullanılarak betonun nötron zırhlama becerisinin nasıl değişeceğini araştırmıştır. Kolemanitin, betonların mukavemetini çok azalttığı için beton içerisindeki miktarı %10'dan fazla olmamalıdır (Yarar 1987). Nötron zırhlamada en yaygın kullanılan zırh malzemeleri su, ağır metaller, beton karışımları, hidrojen içeren organik bileşikler veya hidritler, bor içeren metaller ve çeşitli tür plastiklerdir (Rockwell 1956; Price *et al.* 1957). (Polivka and Davis 1979) nötron parçacıklarını zırhlamak için atom ağırlıkları yüksek ağır malzemeler, hidrojen ve oksijen gibi hafif element konularında araştırmalar yapmış ve bu parçacıklara karşı boron içeren malzeme kullanılması gerektiği fikrini öne sürmüşlerdir. Mollah *et al.* (1992) ilmenit ve manyetit agregalı betonların nötron zırhlama özelliklerini araştırmışlardır. Okuno (2005) epoksi reçinesi ile kolemaniti birbirine karıştırarak nötron zırhlama malzemesi elde etmiştir. Yarar ve Bayülken (1994) kolemanit içeren zırhlama betonlarının radyoaktifliklerini ve nötron zırhlama verimlerini belirlemişlerdir. Zazula and Tesch (1990) çalışmasında çeşitli metotlarla ağır ve normal beton üzerine farklı enerjilerde nötronlar göndererek kütle azaltma katsayılarının normal betonlarda 107 g/cm^2 , ağır betonlarda ise 116 g/cm^2 olarak hesaplamışlardır. İbrahim (2002) su, normal beton, ağır beton, parafin wax, grafit, kurşun ve demir gibi birçok zırhlama malzemesi içinde termal nötron soğrulması sonucunda sıcaklığın artması üzerine bir çalışma yapmıştır. Bashter *et al.* (1996) normal, ilmenitli ve limonitli beton zırhlarında ET-RR-1 reaktör çekirdeğinden yayımlanan termal nötron dağılımları üzerine çalışmışlardır. Agosteo *et al.* (2004) RIB (Rare Isotope Beam) zırhlama tasarımı için nötronların beton içerisindeki azaltma eğrileri üzerine çalışmışlardır.

Literatüre bakıldığında bu çalışmada kullandığımız GEANT4 ve FLUKA Monte Carlo simülasyon kodları ile ilgili çok fazla çalışmaya rastlanır. Brittingham *et al.* (2012) FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodunu kullanarak yüksek enerjili ağır yüklü parçacıklar için enerji birikimi parameterizasyonlarını geliştirmek için çalışmışlardır. Korkut vd (2010a) yeni bir radyasyon koruyucu malzeme olarak FLUKA Monte Carlo Simülasyonu ile ametist cevherini çalışmışlardır. Korkut vd (2011) FLUKA Monte

Carlo Simülasyonu ile kolemanit, üleksit ve tinkal cevherinin içerisindeki bor atomlarının sayısına bağlı olarak nötron tutuculuklarını çalışmışlardır. Korkut ve Korkut (2012) farklı enerji aralıklarındaki proton, nötron, foton ve elektronların 6H-SiC yarıiletken elektronik devre elemanına etkilerini FLUKA simülasyonu kullanarak araştırmışlardır. Sawkey *et al.* (2012) GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu ile elektron saçılma algoritmalarının karşılaştırılmasını çalışmışlardır. Guthoff *et al.* (2012) filtrelenmiş bir X-ışını kaynağının sebep olduğu radyasyon hasarını GEANT4 simülasyonu ile çalışmışlardır. Jamil *et.al.* (2012) PPAC sayacına 4-20 MeV enerji aralığında hızlı nötronları GEANT4 Monte Carlo Simülasyonu ile taşımış ve sayacın verimliliğini çalışmışlardır.

2.3. Nötronlar

Bir atom çekirdeğinde eşit sayıda elektron ve proton bulunur. Kimyasal kütle tayini ile atomun kütlesinin atomun çekirdeğinde bulunan protonun kütlesinden daha büyük olduğu bilinmektedir. Bu kütle protonların kütlesinin iki katı ya da daha fazlasıdır. Örneğin oksijende 8 proton olup. Oksijenin kütlesi yaklaşık olarak 16 protonun kütlesi kadardır. Bu durumda kütle korunum yasası gözönüne alındığında oksijen atomu içerisinde elektron ve protonlara ek olarak başka parçacık veya parçacıklarında bulunması gerektiği anlaşılmaktadır. Bu bilinmeyen parçacık ya da parçacıkların tespiti için bilimsel anlamda birkaç deney yapılmıştır. E.Rutherford'un 1920 yılında yaptığı çalışmalar neticesinde çekirdekte yüksüz taneciklerin de olabileceği fikrine varılmıştır. Bu fikri destekleyici başka bir çalışma James Chadwich tarafından 1932 yılında yapılmıştır. Chadwich berilyum çekirdeklerini alfa parçacıkları ile bombardımana tabi tutarak, çekirdekte protonlardan başka, kütlesi yaklaşık olarak protonların kütlesine eşit yüksüz taneciklerin olduğunu keşfetti. Bu parçacıklara yüksüz anlamına gelen "nötron" denildi. Nötronun ve protonun kütleleri karşılaştırdığında, nötronun, protonun kütlesinden çok az büyük olduğu görülmüştür. Doğada nötronu olmayan tek element hidrojen olduğundan hidrojenin kütlesi protonun kütlesine eşittir. Serbest bir nötron kararsızdır. Bir proton, elektron ve anti-nötrino yayınlarak bozunur. Bu süreç yaklaşık olarak 680 saniye yarı ömre sahiptir. Atomların çekirdeklerinde bağlı olan nötronlar ise kararlıdır. Çekirdekteki nötronlar, aralarında karşılıklı itme kuvveti olan protonları birbirinden ayırır ve çekirdek içi büyük çekim kuvvetinin oluşmasına sağlar. Nötronlar çekirdek içerisinde harç özelliği gösterir. Birçok çekirdek reaksiyonu

neticesinde serbest nötronlar açığa çıkar. Bunlar arasında nükleer fisyon yani çekirdek bölünmesinde sayabiliriz. Bu sebeble nükleer reaktörler ve parçacık hızlandırıcılar birer nötron kaynağıdır. Nötron ışınları yüksüz oluşlarından dolayı maddenin derinliklerine doğru kolayca ilerleyebilirler. Nötronlar küçük çekirdekler ile çarpışılırsa yavaşlayabilirler. Nötron ışınlarından kalın beton duvarlar ile korunulabilir. Hızları uygun olan nötronlar, Uranyum-235 ve Plütonyum-242 çekirdeklerine çarpınca bunların bölünmelerine (fisyon) yol açabilirler. Nötronların, madde içinden geçerken oluşmasına neden olduğu iyonlaşmış partiküller sayılarak ya da bir çekirdeğe çarptıkları zaman ortaya çıkan gamma ışınları incelenerek varlığı gözlemlenebilir. Yüksek hızlı nötronlar parçacık özelliğine ilaveten dalga özelliği de gösterirler.

Nötronlar yüklü parçacıklar gibi hızlandırılmasalarda enerjileri farklı madde atomları ile çarpışmaları sonucunda azaltılabilir. Nötronları enerjilerine göre şöyle sıralayabiliriz;

1. Soğuk Nötronlar (Cold Neutrons) ($<1\text{ meV}$)
2. Termal Nötronlar (Thermal Neutrons) ($<0.5\text{ eV}$)
3. Epitermal Nötronlar (Epithermal Neutrons) ($0.5\text{ eV} - 50\text{ keV}$)
4. Hızlı Nötronlar (Fast Neutrons) ($>50\text{ keV}$)

Nötronlar yüksüz parçacıklardır ve çevresindeki parçacıklarla çeşitli etkileşimlerde bulunurlar. Bu etkileşimlerden baskın olanları aşağıdaki gibi sıralanabilir;

1. Nötron Difraksiyonu
2. Elastik Saçılma
3. Nükleer Reaksiyonlar
 - a) (n,γ) Reaksiyonları (Gama Yakalama)
 - b) (n,p) ve (n,α) Reaksiyonları
 - c) İnelastik Saçılma (n,x)
 - d) Nükleer Fisyon

Nötronlar madde ile etkileştiklerinde iki parametre öne çıkar. Nötronların parçacık veya çekirdekle etkileşimi olasılığı Nötron Mikroskopik Tesir Kesiti olarak nitelendirilir ve Mikroskopik Tesir Kesiti absorpsiyon, fisyon ve saçılma olmak üzere üç gruba ayrılır. Toplam Mikroskopik Tesir Kesiti bu olasılıkların toplamına eşittir.

Nötronların beton benzeri ağır materyallerle etkileşme ihtimalini ifade eden Makroskopik Tesir Kesiti zırhlama alanında önemli bir parametre olarak kabul edilir.

Bu parametre nötron parçacığının madde içerisinde yaptığı iki çarpışma arasındaki mesafe olan ortalama serbest yola bağlıdır.

Nükleer reaktörlerde nötron parçacıkları radyoaktif yakıtın bozunum işlemini başlatan etken olduklarından çok önemlidir. Diğer yüksüz radyasyonlar olan γ - ve X-ışınlarındakinden farklı olarak, nötronların madde ile etkileşimleri her zaman her bir maddenin atom numarasına bağlı olarak farklılık göstermez. Bir izotop kısmen soğurucu bir özelliğe sahip olabilirken, o izotopun komşuları da kısmen geçirici özelliğe sahip olabilirler. Aynı zamanda soğurma ikincil γ -ışınlarının oluşmasıyla meydana gelir ve bu ışınların miktarı ve enerjileri maddeden maddeye değişiklik gösterebilir. Bu nedenle bir reaktör için soğurucu malzeme, o reaktörün belirgin özelliklerine göre seçilmelidir. Yani reaktördeki etkileşimler sonucu ortaya çıkan nötron ve gama gibi radyasyonların sınırlandırılması için kullanılacak malzemelerin doğru seçilmesi gerekmektedir. Bu tez çalışmasında da temel amaç, hem nötron hem de gama radyasyonunu engellemek olduğu için tezden elde edilecek çıktılar nükleer reaktör dizaynı için kullanılabilecektir. Radyoaktif kaynaktan çıkan hızlı nötronların yavaşlatılması elastik ve elastik olmayan saçılım ile sağlanır. Sadece demir ve demirden daha yüksek atom numarasına sahip olan elementler elastik olmayan saçılmalarda oldukça etkili olarak kullanılırlar. Bu nedenle nötron kalkanlarında demir ve baryum taşıyan agregalar kullanılır. Tam aksine çok hafif elementler, bilardo topu türü elastik saçılmalarda oldukça etkilidirler. Bu nedenle nötronla en düşük atom numarasına sahip olan hidrojen saçılmaları bu açıdan en iyisidir (Topçu 2006).

Nötronların soğurulması zırh olarak kullanılan maddenin içinde gerçekleştiği için, bunun sonucu olarak açığa çıkan ışınlar önemli bir sorun teşkil eder. Bu esnada nötron yakalama sırasında oldukça az nüfuz etme gücüne sahip olan 0,48 MeV'lik γ -ışınları açığa çıkar.

2.3.1. Nötronların Hareket Denklemleri

Hızlı nötronlar MeV mertebesinde kinetik enerjiye sahiptirler. Kütlelerinin kinetik enerjilerinden daha fazla olması nedeniyle nonrelativistik parçacıklar olarak düşünülebilirler. Nötronların tanımı, elastik çarpışma yapmalarından dolayı nonrelativistik mekanikte kullanılabilir. Laboratuvar referans çerçevesinde, ilk nötron-çekirdek elastik çarpışmasının yönü ile nötron hızı arasındaki açı, çarpışmanın yönü ile çekirdekten geri tepme hızı arasındaki açıdan farklı olacaktır. Başka bir deyişle,

sistemin kütle merkezi ile bu iki açı 180^0 fark eder. Sistemin kütle merkezinde çarpışma açısının ve dolayısıyla nötronun son enerjisinin belirlenmesi daha kolaydır. $\vec{v}_i$ ve $\vec{V}_i$ sırasıyla laboratuvar referans çerçevesinde nötron ve çekirdeğin ilk hızları olsun.

$$\vec{v}_i = \frac{m\vec{v}_i + M\vec{V}_i}{m+M} \text{ (kütle merkezinin hızı) olmak üzere} \quad (2.1)$$

$$\vec{V}_i = \frac{m\vec{v}_i + M\vec{V}_i}{m+M} \quad (2.2)$$

$$\vec{v}^* = \vec{v} + \vec{v}_i \text{ (referans çerçevesinin kütle merkezinin hızı)} \quad (2.3)$$

gibi hız dönüşümleri içeren Galileo Dönüşümleri kullanılabilir. Kütle merkezinde toplam momentum sıfırdır.

$$\vec{p}^* + \vec{p}^* = 0 \quad (2.4)$$

Elastik çarpışmalarda toplam kinetik enerji E_K korunur.

$$E_k = \frac{p^{*2}}{2m} + \frac{p^{*2}}{2M} = \left(\frac{1}{2m} + \frac{1}{2M} \right) p^{*2} \quad (2.5)$$

olması nedeniyle nötronun momentumu P^* çarpışmadan önce ve sonra aynıdır. Kütle transferi olmadığı gibi, nötronun hızı da çarpışmadan önce ve sonra aynıdır.

Çarpışmadan sonra nötronun hızı v_f^* olacaktır, hızın yönü ise v_i^* hızının yönü ile bir θ^* açısı yapacaktır. Eğer çekirdek laboratuvar referans çerçevesinde ilk hızsız kabul edilirse nötronun son ve ilk kinetik enerjilerinin oranı;

$$\frac{E_f}{E_i} = \frac{v_f^2}{v_i^2} = \frac{M^2 + 2mM \cos \theta^2 + m^2}{(m+M)^2} \quad (2.6)$$

Burada nötronun kütleini 1 ve çekirdeğin kütleini A alırsak sonuç olarak;

$$\frac{E_f}{E_i} = \frac{A^2 + 2A \cos \theta^* + 1}{(1+A)^2} \quad (2.7)$$

Çarpışmada enerji kaybı ortalaması açısıl dağılım $f(\Omega^*)$ ve diferansiyel katı açısı $d\Omega^* = d\Phi^* d(\cos\theta^*)$ nicelikleri ile belirlenebilir.

$$\chi = \left[\ln \frac{E_i}{E_f} \right] = \frac{\int \ln \left[\frac{(A+1)^2}{A^2 + 2A \cos \theta^* + 1} \right] f(\Omega^*) d\Omega^*}{\int f(\Omega^*) d\Omega^*} \quad (2.8)$$

Eğer referans çevresinin kütle merkezindeki açıların izotropik bir dağılımı $f(\Omega^*) = \text{cte}$ olarak varsayılırsa, integrasyon her kat açısı için aşağıdaki gibi alınabilir.

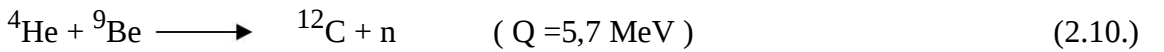
$$\chi = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \left(\frac{A-1}{A+1} \right) \quad (2.9)$$

χ tarafından her bir çarpışmadaki E değeri azaltılır. n çarpışma sonunda ortalama azalma $n\chi$ olur ve E nin ortalama değeri E_0 nötronun ilk enerjisi olmak üzere $(\ln E)_n = \ln E_0 - n\chi$ alınabilir.

2.3.2. Nötron Kaynakları

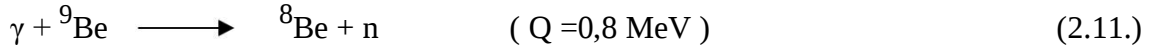
2.3.2.a. Alfa-Berilyum Kaynakları

Tez çalışmamızda kullanılan nötron kaynağı bir Alfa-Berilyum kaynağıdır. Bu kaynak nötron, gama ve alfa emisyonuna sahiptir. Üretilen nötronların enerjileri kaynak içerisinde bulunan radyoaktif izotopa göre değişir. Örneğin α -parçacığı yayımlayıcısı olan ^{226}Ra gibi maddeler kullanılırsa 13 MeV enerjiye sahip nötronlar elde edilebilir. ^{226}Ra maddesinin şiddetli gama ışını yayınlaması nedeniyle bu işlemlerde genellikle ^{210}Po , ^{238}Pu ve ^{241}Am kaynaklarının kullanılması daha uygundur. Kaynağa ait nötron üretim reaksiyonu aşağıdaki gibi ifade edilir;



2.3.2.b. Fotonötron Kaynakları

Nötron üretmek için alfa kaynakları benzeri gama kaynakları da kullanılabilir. Kaynağın verimi yüksek ancak yarı ömrü kısadır. ^9Be izotopunun zayıf bağlı nötronunu sökebilmek için γ -ışını emilimi kullanılabilir:

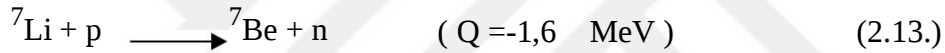
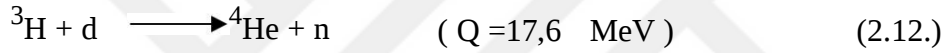


2.3.2.c. Kendiliğinden Fisyon

Çekirdek parçalanması sonucu nötron açığa çıkan kaynaklardır. Parçalanma başına yaklaşık 4 tane nötron üretilir. Oluşan nötronların enerjileri fisyonu bağli olarak 1–3 MeV arasında değışir. Örneğın ${}^{252}\text{Cf}$, kendiliğinden fisyonla nötron üreten bir kaynaktır.

2.3.2.ç. Nükleer Reaksiyonlar

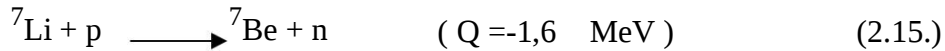
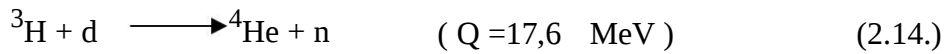
Çeşitli hızlandırıcılar vasıtasıyla elde edilen yüklü parçacıklar (döteron, trityum, proton vb.) kullanılarak nötron elde edilebilir. Bu kaynaklar kullanılarak yüklü parçacığın enerjisi ile nötron yayınlanma açısı dikkatli seçilirse tek enerjili nötronlar elde edilebilir:



2.3.2.d. Reaktörler

Nükleer reaktörlerde oluşan reaksiyonlar neticesinde birçok atomaltı parçacık gibi nötronlar da açığa çıkar. Özellikle nükleer reaktörün kor bölgesine yakın kısımlarında nötron akısı kullanılabilirlik bakımından yeterli seviyededir ve nötron kaynağı olarak kullanılabilirler. Nötron enerjileri 5–7 MeV’e kadar ulaşabilir. Reaktör kazanı zırhında açılacak bir delik vasıtasıyla nötron demeti elde edilebilir. Örneğın nötron yakalama esasına dayanan kanser tedavileri için ihtiyaç duyulan sistemler çoğunlukla nükleer reaktörlerin yakınına konumlandırılır.

Çeşitli hızlandırıcılar aracılığıyla elde edilen yüklü parçacıklar (döteron, trityum, proton vb.) kullanılarak nötron elde edilebilir. Bu kaynaklar kullanılarak yüklü parçacığın enerjisi ile nötron yayınlanma açısı dikkatli seçilirse istenilen her enerjide tek enerjili nötronlar elde edilebilir:



2.4. Nötronların Zırhlanması

Nötronların giricilikleri fazla olmalarının yanında yüksüz olduklarından soğurucu atomların elektrik alanından etkilenmezler. Nötronlar enerjilerini çoğunu zırhlama malzemesiyle yaşadıkları esnek ve esnek olmayan saçılmalarla kaybederler.

Nötronlar esnek saçılma yaptıklarında hedef çekirdek ile çarpışır ve iki bilyardo topunun çarpışmasına benzer şekilde saçılırlar. Bu çarpışmalar esnasında nötronlar başlangıçtaki enerjilerinin bir kısmını kaybeder ve bu kaybedilen enerji çarpıştığı çekirdeğe aktarılır. Enerji kaybı $2m/(1+m)^2$ ifadesiyle bulunur. Burada m nötron kütlesinin çarpıştığı çekirdek kütlesine oranını verir. Örnek vermek gerekirse enerjisi 1 MeV'den küçük olan bir nötron, bir hidrojen çekirdeğiyle çarpışırsa yaklaşık olarak enerjisinin yarısını kaybeder. Esnek saçılma ile nötronları yavaşlatmakta hafif elementler en etkilileridir. Bu sebeple hidrojen zengin su, beton, plastik benzeri malzemelerin tercih edilmesi uygun olacaktır.

1 – 10 MeV enerji aralığındaki nötronlar ortamdaki atomlarla esnek olmayan çarpışmalar oluşturabilirler. İnelastik saçılmalarda nötronlar enerjilerinin bir bölümünü saçılmaya neden olan malzemeye iletir ve hedef çekirdekleri uyarır. Bu çekirdekler kararlı duruma geçerken gama ışınları yayınlamalıdır. Nötronların hedef çekirdekleri tarafından yakalanması ve uyarılmış çekirdeğin başka bir parçacık veya gama ışını aracılığıyla uyarılmış durumundan kurtulması işlemi nötron yakalamasının neticesidir. Nötronların zırhlanmasında hafif ve ağır çekirdekli malzemeler tercih edilebilir. Nötronların zırhlanmasında örneğin demir parçacıkları içeren çimentolarda kullanılabilir. Enerjisi 0,01 MeV'den küçük nötronlar demir çekirdeği tarafından 'soğurulur' ya da çimento içindeki hidrojen çekirdeği ile birleşerek döteryum çekirdeğine dönüşür. Hafniyum, kadmiyum, zirkonyum, bor, hidrojen ve gadolonyum gibi elementler ile bunları içeren kompozit malzemeler nötron azaltma ve tutma işlemlerinde yaygın olarak kullanılmaktadır.

Gama ışınları gibi nötronların da giricilik özellikleri yüksektir. Nötronlar yüksüz olduklarından soğurucu atomların elektrik alanından etkilenmez. Zırhlama malzemesi elastik ve inelastik saçılmalar ile nötronların enerjilerini soğururlar.

Esnek saçılmada nötronlar çekirdek ile çarpışır ve iki bilyardo topunun çarpışmasına benzer şekilde saçılır. Çarpışma sırasında nötron enerjisinin bir kısmını kaybeder ve enerjisini hedef çekirdeğe aktarır. Enerji kaybı $2m/(1+m)^2$ ifadesiyle hesaplanır. Burada m nötronun kütlesinin çarpıştığı çekirdek kütlesine oranınıdır. Örneğin enerjisi 1 MeV'den küçük olan bir nötron, hidrojen ile çarpışırsa yaklaşık

olarak enerjisinin yarısını kaybeder. Esnek saçılma yoluyla nötronları yavaşlatmakta hafif elementler en etkili olanıdır. Bu nedenle hidrojen oranı yüksek su, beton, plastik gibi malzemelerin kullanılması uygun olacaktır. Nötronların yakalanmasında ise lityum ve bor kullanılır.

2.4.1. Nötronların Azaltılması ve Soğurulması

Nötronların şiddetini belirlemenin en bilinen yolu, birim alan başına nötron sayısını (n / cm^2) veya akış oranını ($n / cm^2 s$) belirlemektir. I_0 şiddetindeki nötronların akışı x kalınlığına sahip zırh malzemesi tarafından nötron kaynağının şiddetine ve nötron taşınımı katsayısına (Σ_{nr}) bağlı olarak yavaşlatılır. Fotonların soğurulması için kullanılan Lambert Beer kanununa benzer olarak nötronlar için aşağıdaki ifade geçerli olur.

$$I(\chi) = I_0 e^{-\Sigma_{nr}\chi} \quad (2.16)$$

Burada I_0 kaynaktan çıkan nötronların sahip oldukları, $I(\chi)$ ise çarpışma olmaksızın bir zırh malzemesinde χ mesafesini kat eden nötronları ifade eder. Dolayısıyla $e^{-\Sigma_{nr}\chi}$ ifadesi, nötron parçacığının herhangi bir etkileşme yapmadan madde içerisinde χ masafesini kat etme ihtimaliyetini temsil eder. Kavramsal olarak Σ_{nr} , nötron absorpsiyonu veya saçılması olaylarında birim başına ihtimaliyet olarak düşünülebilir ve bu yüzden birimi cm^{-1} olarak verilir. Σ_{nr} , kolime edilmiş fotonlarda geçerli olan lineer zayıflatma katsayısına benzeyen, nötron zırhlama ve dozimetri çalışmalarında kullanışlı bir parametredir.

Nötron etkileşimlerinde kullanışlı olan iki parametre daha vardır. Bunlardan ilki nötron kütle katsayısı (Σ_{nr}/ρ), ikincisi ise ortalama serbest yol ($1/\Sigma_{nr}$) olarak sıralanabilir. Ortalama serbest yol belirli bir enerjideki nötronun herhangi bir etkileşme yapmadan önce kat edebileceği ortalama mesafe veya bir etkileşim olabilmesi için gereken ortalama hedef kalınlığıdır ve radyoaktif bir atomun ortalama ömrüne benzer.

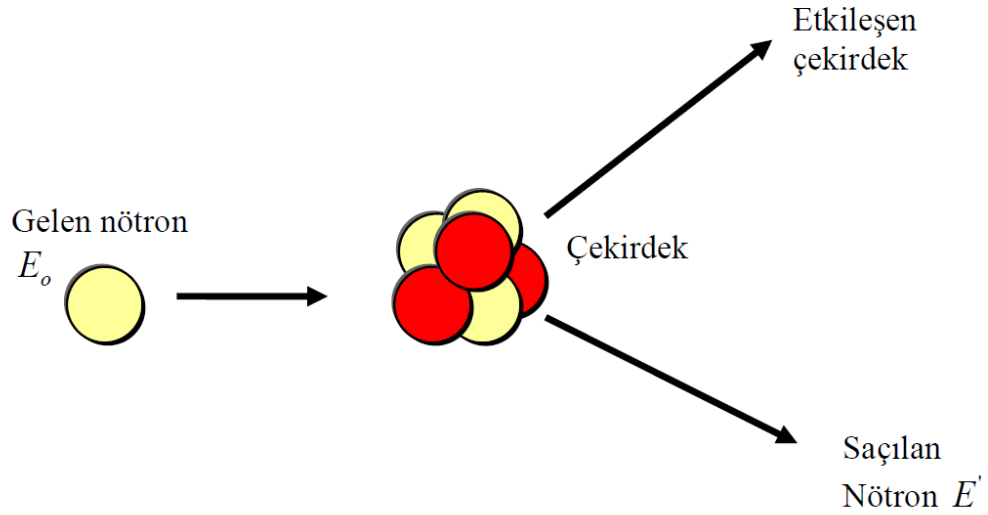
2.4.2. Nötronların Madde ile Etkileşimi

Nötronlar γ -ışınları gibi yük taşımadıklarından dolayı Coulomb kuvvetinden etkilenmeden maddeyle etkileşirler. Coulomb kuvvetleri yüklü parçacıklar ve

elektronlar için maddeyle etkileşimde enerji kaybettiren ana sebeptir. Nötronlar herhangi bir etkileşme yapmaksızın maddenin içine santimetrelerce ilerleyebildiklerinden sıradan büyüklüğe sahip bir detektörle tamamen gözlemlenemeyebilirler. Etkileşmenin sonucu olarak nötronlar ya tamamen görünmezler ya da daha çok ikincil radyasyonla yer değiştirebilirler veya ilaveten nötronların enerjileri ve doğrultuları önemli derecede değiştirilir. γ -ışınlarının aksine nötron etkileşmelerinin sonucu oluşan ikincil radyasyonlar neredeyse her zaman ağır yüklü parçacıklardır. Bu parçacıklar ya nötronların indüklediği nükleer reaksiyonlar sonucu olarak üretilebilirler ya da nötron çarpışmalarının sonucu olarak enerji alan soğurucunun kendi çekirdekleri olabilir.

2.4.2.a. Elastik saçılma

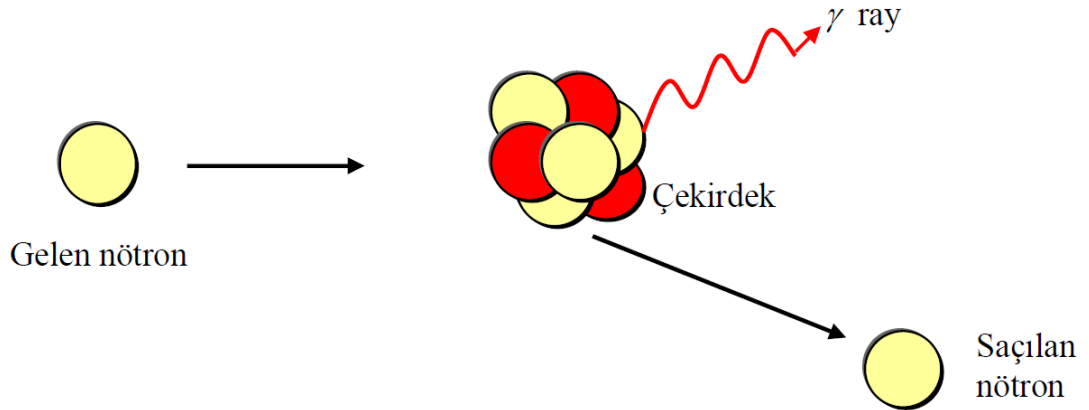
MeV derecesinde enerjiye sahip olan nötronların temel enerji kaybetme mekanizmasıdır. Çarpışan iki parçacığın toplam kinetik enerjisi korunur. Bu çarpışma (n, n) şeklindeki reaksiyonlardır. Nötron bir element çekirdeğine çarpar ve enerjisinin bir bölümünü hedef elemente aktardıktan sonra doğrultusundan saparak farklı bir yöne uzaklaşır. Bu esnada çekirdeğin yapısında değişiklik olmaz. Yavaş nötronlar küçük kinetik enerjilerinden dolayı bu çarpışmada enerjilerinin küçük bir kısmını çekirdeğe aktarabilir. Bu etkileşim yavaş nötron detektörlerinin temelini oluşturabilecek bir etkileşme değildir. Yine de elastik saçılmalar mümkün olduğunca olma eğilimindedir ve farklı bir etkileşme yapmadan önce soğurucuyla yavaş nötronları termal dengeye getirmeye çalışır. Bu nedenle yavaş nötronların enerji aralığındaki enerjilere sahip olan nötronların çoğunluğu oda sıcaklığında yaklaşık 0,025 eV ortalama enerjiye sahip olan termal nötronlar arasında bulunacaktır.



Şekil 2.5. Nötronun çekirdekten elastik saçılması

2.4.2.b. İnelastik saçılma

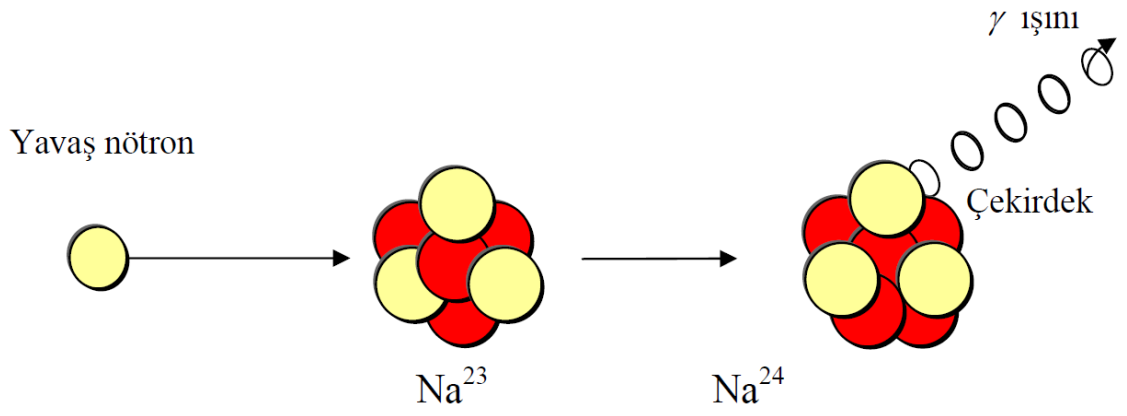
Bu saçılma (n, n') $(n, 2n')$ gibi reaksiyonların olduğu durumlarda ortaya çıkan saçılmadır. Çekirdek uyarılmış durumda bırakılarak çekirdeğin gama veya radyasyonun başka türleri ile bozunması sağlanır. Nötronun element çekirdeğini uyarabilmesi için 1 MeV veya daha fazla enerjiye sahip olması gerekmektedir. 1 MeV enerjinin altında, yalnızca elastik saçılma gerçekleşir.



Şekil 2.6. Nötronun çekirdekten inelastik saçılması

2.4.2.c. Nötron yakalanması

$n + {}^A\text{X} \longrightarrow \gamma + {}^{A+1}\text{X}$ Şeklindeki reaksiyonlardır. Nötron yakalanması için tesir kesiti $\cong 1/v$ ile değişir (V nötron hızı) ve düşük enerjilerde nötron yakalanma ihtimali artar.



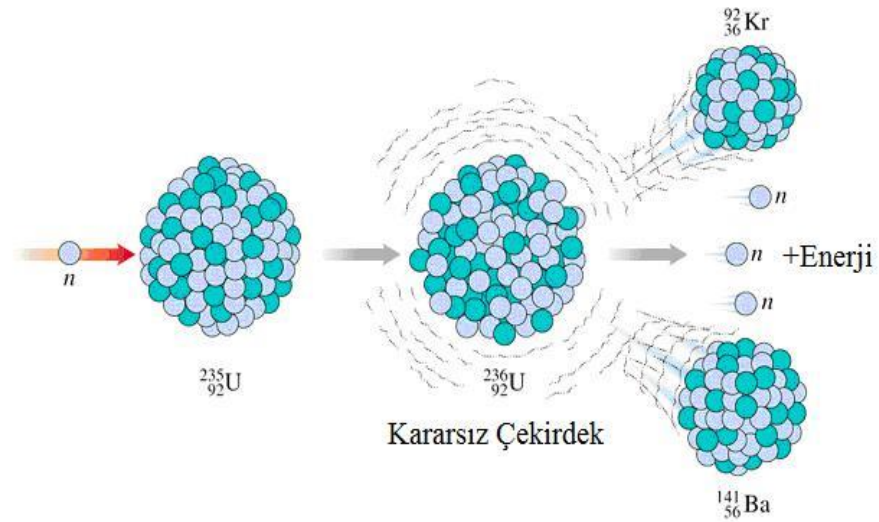
Şekil 2.7. Nötron yakalanması

2.4.2.ç. Nükleer Reaksiyonlar

eV ile keV seviyede enerjiye sahip nötronların çekirdek tarafından soğrularak yüklü parçacığın yayınlanmasıdır. Oluşan reaksiyonlar (n, d), (n, p), (n, t), (n, α) gibi reaksiyonlardır.

2.4.2.d. Fisyon olayı

Termal enerjili ($E \approx 0,003-0,4$ eV) nötronların çekirdek ile tepkimesi neticesi çekirdeğin parçalanmasıdır. Bu parçalanma neticesinde iki farklı elementin yanı sıra daha birçok element oluşur.



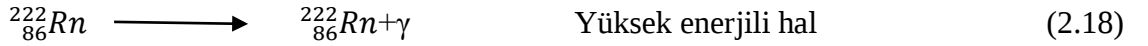
Şekil 2.8. Fisyon olayı

2.4.2.e. Yüksek enerji hadron sağnağının üretilmesi

Enerjisi 100 MeV den fazla olan yüksek enerjili (Rölativistlik) nötronlar bir çekirdek içinde tutulduklarında çeşitli tipte parçacıkları içeren bir sağanağa neden olabilirler. Nötronların madde ile etkileşebilmesi için toplam olasılık bu ayrı ayrı etkileşmelerin tesir kesitlerinin toplamı olmalıdır.

2.5. Gama Işınımı

γ -ışınları 1900'da P. Villard tarafından bulunmuş 10^{-10} m ve 10^{-14} m dalga boyuna sahip elektromanyetik radyasyondur. α veya β yayınımlarını takiben meydana gelen çekirdek tarafından yayınlanır. Radyoaktif bir çekirdek α veya β - parçacıkları yayınladıktan sonra çekirdek uyarılmış halde kalır ve bu çekirdekte yüksek enerji oluşur. Çekirdek normal hale geçerken enerjisini kaybetmesi çekirdekten bir parçacık fırlatılması şeklinde olmazsa buna izomerik geçiş denir ve bu arada bir γ -ışını yayınlanır. Yüksek enerjili gama ışınları birkaç cm kalınlıktaki kurşundan geçerler. γ ışınları meydana getirdikleri elektronlarla iyonizasyon yaparlar. γ 'lar aşağıdaki reaksiyonlarla elde edilirler:



Manyetik alanda sapmadıkları için belirli bir elektrikle yüklü değildir. Radyoaktif bozulmalar ya da nükleer reaksiyonlar sonucu oluşan ve Sezyum (Cs^{137}), Kripton (Kr^{88}), Kobalt (Co^{60}), gibi kararsız atom çekirdeklerinden yayılan bir çeşit elektromanyetik ışınlardır.

2.5.1. Gama Kaynakları

Gama ışınlarının oluşmasını sağlayan işlemleri şöyle sıralayabiliriz;

1. Yüksek enerjili bir parçacığın bir diğer parçacık ile çarpışması,
2. Benzer iki parçacığın birbirlerini yok etmesi,
3. Radyoaktif bozunma,
4. İvmelendirilmiş yüklü parçacıklar.

2.5.2. Gama Işınlarnın Madde ile Etkileşimi

γ ve X ışını gibi tüm elektromanyetik radyasyonlar parçacıklara benzerlik sergilediklerinden bu radyasyonların birim elamanına foton adı verilmiştir. Radyasyonun belli bir frekansı için bütün paketlerde taşınan enerji miktarı aynıdır ve

$$E = h\nu \quad (2.20)$$

şeklinde ifade edilir. Bir fotonun madde ile etkileşmesinde çarpışma çekirdek, bir elektronla ya da çekirdeğin alanı ile olur. Bu çarpışmalar elastik, inelastik ya da fotonun tamamıyla soğurulması şeklinde meydana gelir. Radyasyonun madde ile etkileşiminde temel olarak üç olay meydana gelir: Fotoelektrik olay, Compton saçılması, Elektron çiftlenmesinin meydana gelmesi (Çift oluşum olayı).

Bu üç olayında olma ihtimali X veya γ - ışınlarının enerjileri ile etkileşen elementin atom numarasına bağlı olarak değişir. I şiddetinde paralel bir γ radyasyonu demeti Δx kalınlığında soğurucu bir madde üzerine gönderilirse.

$$\Delta I = -\mu I \Delta x \quad (2.21)$$

Radyasyon şiddeti ΔI kadar azalır. Bu ifadenin integrali alınır.

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (2.22)$$

olur. Burada μ lineer soğurma katsayısıdır ve her soğurucuya göre değişen bir sabittir. I soğurucudan çıkan radyasyon şiddeti, I_0 soğurucuya gelen radyasyon şiddeti, x soğurucu kalınlığı olmak üzere bu durumda μ lineer soğurma katsayısı

$$\mu = \tau + \sigma + k \quad (2.23)$$

şeklindeir. Burada τ , Fotoelektrik soğurma katsayısı, σ compton soğurma katsayısı, k çift oluşumu soğurma katsayısıdır. μ lineer soğurma katsayısı (2.23)'deki gibi üçünün toplamına eşittir. Bu lineer soğurma katsayısı eğer soğurucu maddenin yoğunluğuna bölünürse kütle soğurma katsayısı elde edilir.

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} \quad (2.24)$$

Gelen radyasyon şiddetini yarıya indiren soğurucu maddeinin kalınlığına Yarı Tabaka Kalınlığı (YTK), onda birine indiren kalınlığa da onuncu Tabaka Kalınlığı (OTK) denir:

$$\text{Yarı Tabaka Kalınlığı} \quad (\text{YTK}) = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (2.25)$$

$$\text{Onuncu Tabaka Kalınlığı} \quad (\text{OTK}) = \frac{\ln 10}{\mu} \quad (2.26)$$

Burada, $\ln 2$ ve $\ln 10$ değişmeyen değerler olup, μ maddenin lineer zayıflatma katsayısını ifade etmektedir. Foton demeti paralel ve geniş bir yapıya sahip ise, ölçülen radyasyon şiddeti saçılan fotonları da içerir. Bu nedenle zırh malzemesini geçen radyasyon şiddeti dar demet geometrisine göre daha büyük olur. Bu nedenle (2.22) ifadesi

$$I = BI_0 e^{-\mu x} \quad (2.27)$$

şekilinde ifade edilir. B düzeltme faktörü olup ($1 \leq B$) olarak tanımlanır. Verilen bir zırh malzemesi, kalınlık, foton enerjisi ve kaynak geometrisine bağlı düzeltme faktörü hesaplanır ve kullanılır. Bu faktör deneysel olarak elde edilen foton zayıflatma ölçümleri ile bulunabilir. Düzeltme faktörü ile ilgili yapılan çalışmalardan, bu faktörün;

- a) Zayıflatan ortamın doğasına
- b) Kaynak fotonların enerjisine
- c) Kaynak ile nokta arasındaki uzaklığın, ortalama serbest uzaklığa oranına
- d) Kaynağın geometrisine

Bağlı olduğu görülmüştür (Turhan 2008).

2.5.2.a. Fotoelektrik olay

Fotoelektrik olay yeterli bir enerjideki bir radyasyonun bütün enerjisini kaybederek atomdan elektron koparması olayıdır. Meydana gelen bu elektronlara foto elektron denir. Bu olay sonucunda meydana gelen, elektron boşluğu yörüngedeki diğer elektronla doldurulur ve bu anda bir X-ışını yayınlanır. 0,5 MeV'den daha az enerjili radyasyonun ağır elementler tarafından soğrulmasında bu olayın önemi büyüktür. Gelen radyasyonunun enerjisi ise $h\nu$ fotoelektrikli soğurmada

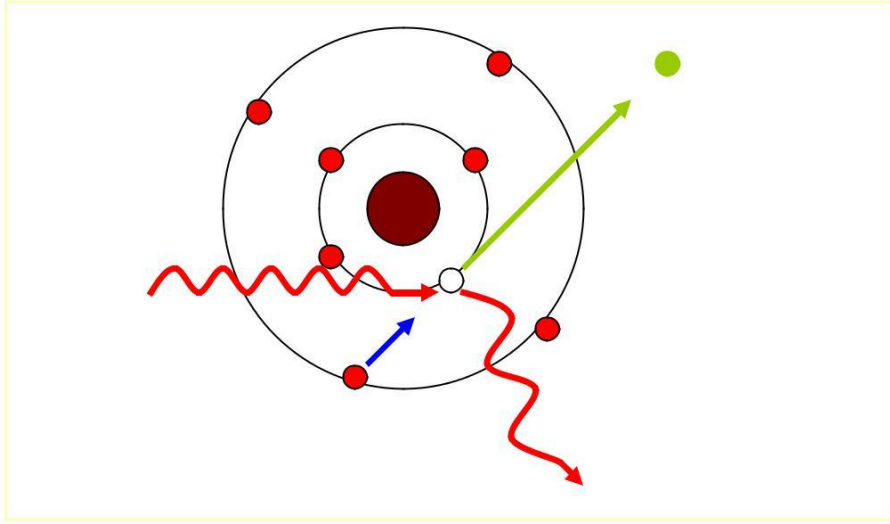
$$h\nu = w + \frac{1}{2}mV^2 \quad (2.28)$$

Einstein bağıntısı sağlanır. Burada w , elektronun çekirdeğin elektrik alanından koparılması için gereken enerjidir. Gelen fotonun enerjisinin bir kısmı bu w için harcanır. Geri kalan kısmı ise elektrona kinetik enerji olarak aktarılır. Bu kinetik enerji $h\nu - w$ kadardır. Burada h Planck sabiti olup $h = 6,62 \times 10^{-27}$ erg . s'dir.

gelen fotonun frekansı eğer

$$h\nu = w \quad (2.29)$$

ise foto elektronların hızı sıfırdır. Foton elektron çarpışmaları düşük enerjilerde dış ve yüksek enerjilerde iç yörüngelerde meydana gelir.



Şekil 2.9. Fotoelektrik Olay

2.5.2.b. Compton saçılması

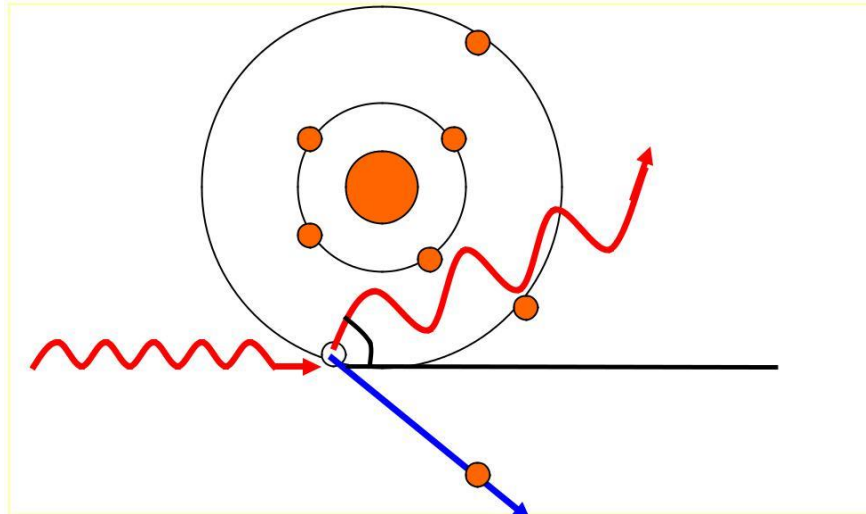
Compton olayı bir γ -ışını bir hedefe gönderildiğinde daha düşük bir frekanslı γ -ışınıyla, bir elektronun meydana gelmesi olayıdır. Bu olayda bir γ -ışını veya foton atomdaki elektronla çarpışır. Gelen γ -ışını çarpışmadan sonra enerjisinin bir kısmını elektrona vermiştir. Enerjisinin bir kısmını kaybeden γ -ışını geliş yönünü değiştirir. Her iki durumda da gelen parçacık çarpışmadan sonra ortamda kalmaya devam eder. Gelen γ -ışınının enerjisi $h\nu$ ise Compton soğurulmasında, Einstein bağıntısı geçerlidir.

$$h\nu = h\nu' + \frac{1}{2}mV^2 \quad (2.30)$$

Burada $h\nu$ gelen γ -ışının enerjisi $h\nu'$ giden γ -ışının enerjisi $\frac{1}{2}mV^2$ atomdan çıkan elektronun kinetik enerjisi (2.30)'deki bağıntı

$$h\nu = h\nu' + (m - m_0)c^2 \quad (2.31)$$

şeklinde yazılabilir.



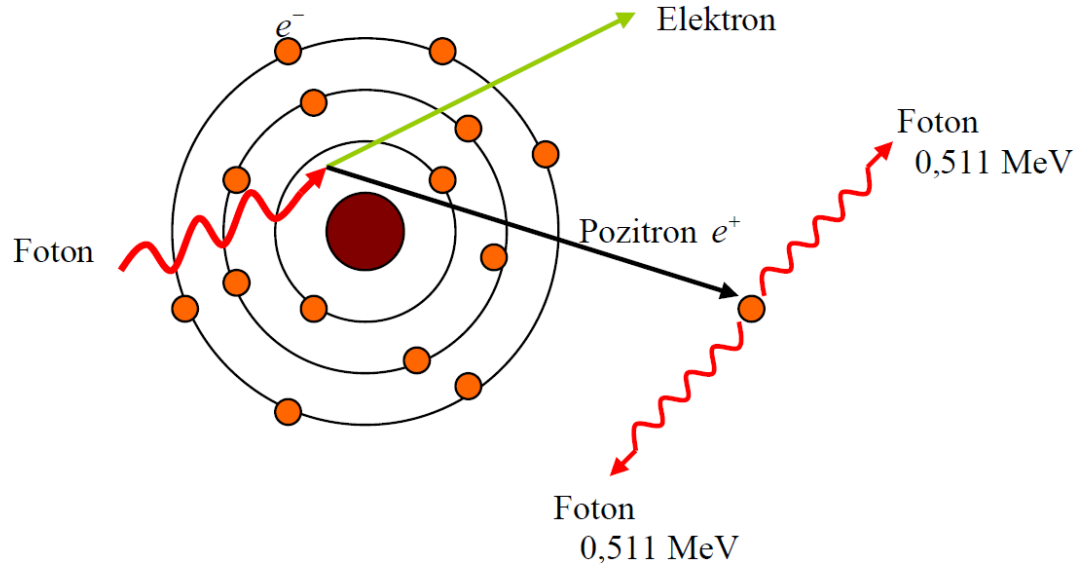
Şekil 2.10. Compton saçılımı

Compton olayı enerjileri, 0,5-1 MeV arasında olan γ - ışınlarında oldukça baskındır.

2.5.2.c. Çift oluşumu

$$h\nu \cong 2m_0c^2 = 2 \times 0,51 = 1,02 \text{ MeV} \quad (2.32)$$

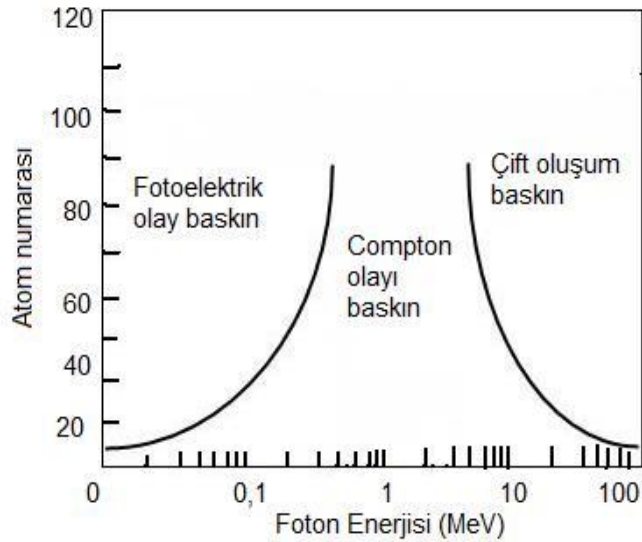
Bir γ - ışınının enerjisi (2.32)' de ifade edilen elektronun sabit kütle enerjisinin iki katından (1,02 MeV) daha büyükse çift oluşumu yaşanır. Enerjisi 1,02 MeV'den büyük olan bir γ - ışını bir atom çekirdeğinin elektriksel alanının etkisiyle çekirdek çevresinde bir negatif ve bir pozitif elektrona dönüşerek kaybolur. Enerji fazlası meydana gelen elektronların kinetik enerjisine harcanır. Çift oluşum olayının olma ihtimali gelen γ - ışınının enerjisinin artmasıyla artar. Aynı zamanda gelen γ - ışınının şiddetinin azalması yani çift oluşum tesir kesiti Z^2 ile değişir. Burada Z soğurucu maddenin atom numarasıdır.



Şekil 2.11. Çift Oluşumu

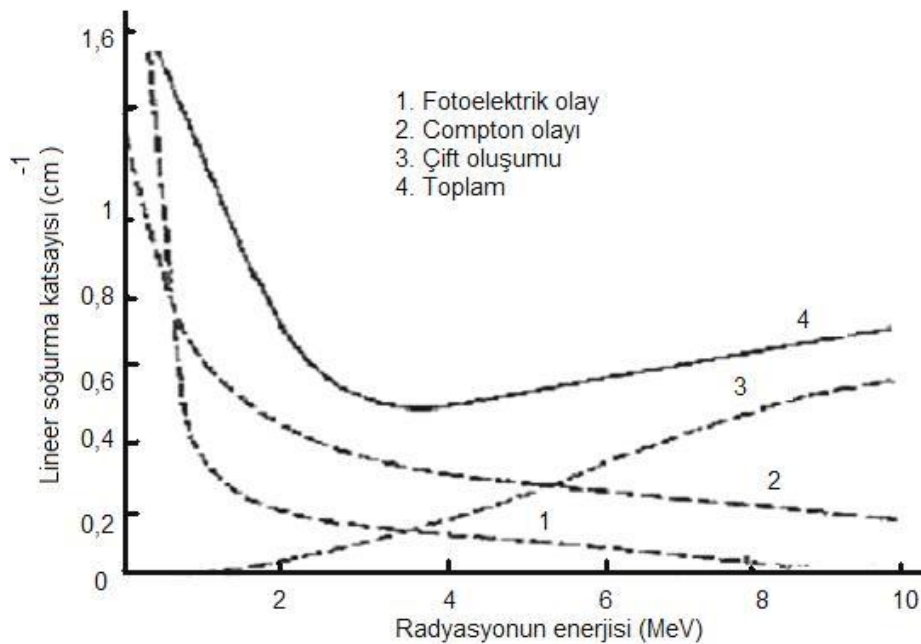
Bu oluşan pozitronlar madde içerisinde ilerlerken elektronlar gibi iyonlaşma ve radyasyonla enerji kaybederler. Pozitron enerjisinin büyük bir kısmını kaybettikten sonra bir elektron soğurarak pozitronyum olarak adlandırılan hidrojene benzer bir atom meydana getirir. Ancak bu meydana gelen atom kararsızdır ve 10^{-10} s'lik yarı ömrüdedir.

Dolayısıyla pozitronyum bozunarak (anihilasyon) birbirine ters yönlü, eş enerjili iki foton meydana getirir (Şekil 2.11). Bu fotonların her birinin enerjisi momentum korunumundan 0,511 MeV olmalıdır (Yaramış 1985).



Şekil 2.12. Fotoelektrik Olay, Compton Olayı ve Çift Oluşumun baskın olduğu yerler

Gelen radyasyonun enerjisine göre (Şekil 2. 12) Fotoelektrik olayın olma ihtimali atom numarasına bağlı olarak hızla artmaktadır. Compton Olayı γ -ışınlarının frekansına bağlı olarak 0,1-10 MeV enerjileri arasında olma ihtimali daha baskındır. Çift Oluşumu Olayı 1,02 MeV'lik enerjilerde olabilir ancak yüksek enerjilerde daha baskındır (Krane 2001)



Şekil 2.13. Radyasyon Enerjisine göre Lineer Soğurma Katsayısındaki değişim

Lineer soğurma katsayısı fotoelektrik ve Compton olaylarında gelen radyasyonun enerji artışıyla ters orantılı olarak değişirken çift oluşumu olayında doğru orantı olarak değişmektedir Şekil 2.13. Çünkü çift oluşum olayında gelen radyasyon pozitif ve negatif elektrona dönüşerek kaybolur. Toplam lineer soğurma katsayısı hesaplanırken denklem (2.23) kullanılır.

2.5.3. Gama Transmisyonu ve Soğurucu Malzemeler

Nötronlar madde içinden geçerken nötronların nükleer reaksiyonlar aracılığı ile zayıflarlar. Hızlı nötronlar için (n, p) , (n, α) ya da $(n, 2n)$ gibi reaksiyonların olması olasıdır. Ancak termal ve yavaş nötronların yok olması (n, γ) yakalama reaksiyonlarıdır. Nötronlar madde içinde c kalınlığında bir mesafe aldıklarında maddenin birim yüzeyi başına $n d_x$, atomla çarpışmalar $(n, \text{madde'nin birim yüzeyindeki atom sayısı}) \sigma_t$ toplam tesir kesiti olmak üzere I , nötron şiddetindeki kayıp ise

$$dI = -I \sigma_t n d_x \quad (2.33)$$

şeklinde olur. Şiddet soğurucu kalınlığı ile üstel olarak yazılırsa

$$I = I_0 e^{-\sigma_t n x} \quad (2.34)$$

olur. Bu soğurma sırasında düşük enerjili ve değişik tesir kesitine sahip nötronlar meydana gelebilir. Bu etkiler hesaba katılacak olursa denklem (2. 34) kullanılamaz. Bu sadece ilk enerjili nötronların şiddet değişiminin hesaplanmasında yardımcı olur. Ancak ilk enerjisi E ve hızı v olan bir nötron durgun olan A kütleli bir hedef atomuyla elastik bir çarpışma yaparsa enerji ve momentum korunum yasaları dikkate alındığında E ilk ve E' son enerjili nötronların enerji oranları

$$\frac{E}{E'} = \frac{A^2 + 1 + 2A \cos \theta}{(A + 1)^2} \quad (2.35)$$

olur. Burada E nötronun ilk enerjisi, E' nötronun son enerjisi, θ kütle merkezi sistemindeki saçılma açısıdır. Saçılma olmadığı durumlarda $\theta = 0^\circ$ olurki ve O zamanda $E/E' \cong 1$

$$(2.36)$$

olması beklenir. Maksimum enerji kaybı merkezi çarpışmada meydana gelirse O zamanda $\theta = 180^\circ$ olur ve (2.35)'daki denklem yeniden yazılırsa

$$\left(\frac{E}{E_j}\right)_{min} = \frac{(A-1)^2}{(A+1)^2} \quad (2.37)$$

elde edilir. $A=1$ için (hidrojenden saçılma) nötronun tüm enerjisini çarptığı protona verdiği anlamına gelir. 10 MeV ve daha düşük enerjili nötronların saçılması s dalgası şeklindedir. Her nötron birkaç defa saçılacağı için enerji kaybı ard arda hesaplanmalıdır. Çünkü ikinci saçılmalarda nötronlar artık tek enerjili olmayacaklardır. Bu saçılmalar θ 'dan bağımsızdır. Nötronlar, diğer parçacıklara (α, β, γ) oranla madde içinde alacağı mesafe fazla olduğundan nötronları durdurma ve soğurma kalınlığı nötronların sahip olabileceği enerji aralığına göre değişir. Nötronlar soğurulmanın yanında soğurucu malzemenin çekirdeği tarafından yakalanarak gama yayınlanmasına da sebep olabilirler. Bu nedenle gamaların da tutulması için bir malzemeye ihtiyaç duyulur. Nötronların soğurucu malzemenin içindeki giricilik mesafesinin azaltılması soğurucu tarafından sağlanan doz eşdeğerinin azaltılmasını belirler. Nötronların soğurulması için kaynak önüne yeterli kütle (yüksek atomik kütleli yoğun bir materyal) konulmalıdır. Nötronların şiddetlerinin azaltılması için hidrojen ile elastik saçılma yapması gerekir. Bu nedenle az bütçeli ve en kolay soğurucu madde betondur çünkü yüksek hidrojen içeriğine sahiptir (Krane 2002).

2.5.4 Nükleer Reaktörlerde Termal, Hızlı Nötron ve Gama Kontrolü

Nükleer reaktörlerde nötron ve gama kontrolü için;

2.5.4.a. Yavaşlatıcı

Fisyon neticesinde hızlı nötronlar oluşur. Fisyon oluşumunun verimliliğini arttırmak için nötronları termal enerji düzeyine kadar yavaşlatacak bir yavaşlatıcı (moderatör) gereklidir. Yavaşlatıcı olarak, nötronların soğurulmadan yavaşlatılmasını sağlayan hafif bir malzeme kullanılmadır. Bu yavaşlatma işlemi için en uygun malzemelerden biri sudur. Alternatif olarak ağır su veya karbon formulu grafitte kullanılabilir.

2.5.4.b. Soğutucu

Nükleer fisyon sonucu oluşan yüksek ısıyı kabul edilebilir seviyelere düşürmek gerekir. Ancak soğutma işleminden sonra soğutucu elektrik üretimi için türbinlere

gönderilebilir. Soğutucu olarak su kullanıldıysa direkt olarak elektrik üretimi için türbinlere gönderilir alternatif bir soğutucu kullanılırsa türbinler için gerekli buharı ısı değiştiriciler ile elde edilir. Diğer muhtemel soğutucular aynı zamanda yavaşlatıcı olarak kullanılabilir. Alternatif soğutuculara örnek olarak karbondioksit, helyum gibi gazlar, ağır su ile sodyum, kurşun veya bizmut gibi sıvı metaller verilebilir.

2.5.4.c. Kontrol çubukları

Fisyon reaksiyonunun durdurulması, kontrol altında tutulabilmesi, güç dağılımının yapılabilmesi için Bor, gümüş, indiyum, kadmiyum ve hafniyum gibi nötron yutucu malzemelerden yapılan kontrol çubukları kullanılır.

2.6. Çelik

Çelik, büyük oranda demir elementi ve %0,2 ila %2,1 oranlarında değişen karbon elementi ayrıca P, S, Cu, Mn, Mo, Cr vb. elementlerin bileşiminden meydana gelen bir alaşımdır. Genellikle çeliğin sınıflandırılmasını alaşımda bulunan karbon miktarı belirler. Karbon ve kullanılan diğer elementler demir atomundaki kristal kafeslerin kayarak birbirini geçmesini engelleyerek sertleşme oranını belirler. Çelik içerisinde kullanılan elementlerin değişik miktarları çeliğin sertlik, süneklik ve gerilme noktası gibi özelliklerini belirler. Örneğin karbon miktarı yüksek olan çelikler daha sert ve güçlü olmasına rağmen kırılganlıkları (süneklik) yüksektir.

Yüksek karbon içeren çelik alaşımları, düşük erime noktaları ve dökme kabiliyetleri-nedeniyle dökme demir olarak kullanılır. Çelik ayrıca karbon miktarları az olaması durumunda dövme demir olarak adlandırılırlar. Bu iki ayırt edici faktör de çeliklerin pas önleyiciliklerini ve kaynaklanabilirliklerini artırır.

19. yüzyıl ortalarından Bessemer değiştirgeci'nin kullanımı ile çelik üretimi pahalı olmaktan kurutulmuş ve ileriki donmelerde temel oksijen ile çelik yapımı gibi üretim seri üretim gelişmeleri ile üretim maliyetleri düşürülmüş ve metalin kalitesi arttırılmıştır. Her yıl 1300 milyon ton üretimi ile, çelik kullanılan ortak malzemelerden birisi haline gelmiştir. Binalarda, altyapı, üretiminde, aletlerde, gemilerde, otomobillerde, makinelerde, aksesuarlarda ve silahlarda ana malzemedir. Modern çelik çeşitli standartlar kuruluşları tarafından çeşitli özelliklerine göre sınıflandırılır.

2.6.1. Çeliğin Maddesel Özellikleri

Demir, birçok metal gibi, doğada elementlerle kombine halde, sadece cevher şeklinde bulunur. Doğada demir mineralleri arasında Fe_2O_3 demir oksit (esmer renkte olan doğal demir oksidineden ibaret bir maden filizi) ve FeS_2 pirit (budala altını) en çok rastlanandır. Demir, cevharinden oksijenin uzaklaştırılması ve karbon ile birleştirilmesi ile elde edilir. Bu aşama, ilk olarak kalay (yaklaşık olarak erime noktası 250°C (482°F)) ve bakır (yaklaşık olarak erime noktası 1.000°C ($1,830^\circ\text{F}$)) benzeri erime noktası düşük metallere denenmiş ve madeni ayırma işlemi olarak bilinmektedir. Karşılaştırma yapılacak olursa dökme demir yaklaşık olarak 1.370°C ($2,500^\circ\text{F}$) civarında erir. Maden ayırma işlemi çelik olarak (yüksek Karbon içeren alaşım pik demir) neticelendirilir. Fazla gelen Karbon ve diğer katkı maddeleri bir sonraki basamakta uzaklaştırılır.

2.6.2. Çelik Sınıfları

Çeliklerin fiziksel ve mekanik özellikleri, büyük oranda içerisinde ki karbon miktarı belirler. Karbon oranına göre üç çeşit çelik mevcuttur;

- a) *Düşük karbonlu çelikler*: İçerisinde en fazla %0,2 oranında karbon içeren çeliklerdir olup. Yumuşak, çekme mukavemetleri düşük, sertleştirilebilme yetenekleri çok az, kaynak olma özellikleri çok iyidir.
- b) *Orta karbonlu çelikler*: İçerisinde 0,2-0,6 arasında orta karbonlu çeliklerdir. Çekme mukavemetleri yumuşak çeliklere oranla biraz daha yüksektir. Sertleştirilebilme yetenekleri ve kaynak olma özelliği orta seviyededir.
- c) *Yüksek karbonlu çelikler*: İçerisinde %0,6-2 arasında karbon içeren çeliklerdir. İçerdikleri karbon miktarının artışına göre sertlikleride yükselir. Çekme mukavemetleri yüksek olup, sertleştirilebilme yetenekleri fazla fakat kaynak olma özellikleri çok düşüktür.

2.6.3. Nükleer Endüstride Kullanılan Çelikler

Nükleer santraller, dünyanın elektrik arzının yaklaşık %13'nü oluşturur. Özellikle Fukushima Daiichi felaketinden beri nükleer enerji santrallerinin güvenliği konusunda duyulan uluslararası endişelere rağmen; Nükleer enerji üretimi sonucu oluşan karbondioksit emisyonları ve sera gazı seviyelerinin çok düşük olması. Nükleer santrallerin özelliklerden dolayı nükleer enerjinin yenilenebilir enerjiye ve çevre dostu kaynaklara benzetildiğini görüyoruz.

Nükleer reaktörler, belirli elementlerin parçacıklarını nükleer fisyon olarak bilinen bir süreçte bölerek enerji salınımı üretir ve sürdürürler. Yaratılan enerji buhar üretmek için ısı olarak kullanılır ve daha sonra bu türbin elektrik enerjisi üretir.

Tipik bir Nükleer Reaktör İçinde;

Bir nükleer reaktörde farklı ortak bileşenler vardır ve bunlar aşağıdaki gibidir:

Yakıt - Uranyum, en yaygın ve temel yakıt türüdür. Uranyum oksit topları tüplerin içine yerleştirilir ve reaktör içerisinde tertibatlarla yerleştirilir. Soğutma sıvısı, reaktör çekirdeği boyunca sırayla dolaşır, ısı aktarır ve soğumaya devam eder. Basınçlı kap (borular) tipik olarak reaktör çekirdeğidir, moderatör ve soğutucu içerisindeki güçlü çelik bir tekne. Bununla birlikte, yakıt ve soğutucu sıvıyı tutan bir dizi tüp içerebilir. Paslanmaz çelik, mukavemeti, dayanıklılığı ve aşındırıcı özelliği nedeniyle kullanılır. **Moderatör - Reaktör çekirdeğinde** bulunan, fisyon yoluyla salınan nötron hızını yavaşlatmak için bir moderatör kullanılır. Moderatör malzemesi tipik olarak sudur, ancak grafit de olabilir.

Kontrol çubukları - Çubuklar, kadmiyum, bor veya hafniyum gibi nötron emici ürünlerden yapılır. Tepkime oranını kontrol etmek ya da tamamen durdurmak için çekirdeğe eklenir ya da alınırlar.

Buhar jeneratörü - Türbin için buhar oluşturmak için reaktörden ısı getiren yüksek basınçlı soğutma sıvısı kullanılır. Tek bir reaktöre dört veya daha fazla buhar jeneratörü olabilir.

Muhafaza - Reaktörün etrafında inşa edilen gerçek yapıdır, çünkü onu dış müdahalelerden korumak gerekir. Ayrıca, reaktör içinde bir arıza olması durumunda insanları radyasyona karşı korur. Tipik olarak bu yapı bir metre kalınlığında olup beton ve çelikten yapılmıştır. Bu nedenle, nükleer endüstride çeliğin ne kadar önemli olduğunun açık bir şekilde görülüyor; Sadece nükleer enerjinin oluşturulmasında bir rol oynamakla kalmaz, aynı zamanda doğayı ve çalışanlarını radyasyon etkilerinden korur.

Çeliğin sağlamlığı, dayanıklılığı ve korozyona karşı dayanıklılığı, yakın gelecekte nükleer fisyonunda hayati bir rol oynamaya devam edeceği anlamına gelmektedir.

Literatüre bakıldığında çelik malzemelerin nötron veya gama ışınımı ile etkileşimi konusunda çeşitli çalışmalar yapılmıştır. Bu çalışmalardan son yıllarda yapılanlarından örnekler şu şekilde sıralanabilir.

Toz metalürjisi yöntemi ile renyum metali içeren kompozit malzemeler üretilmiş ve nötron etkileşme parametreleri deneysel olarak hesaplanmıştır (Korkut ve ark., 2015).

Limonit cevherini içeren betonların nötron koruma özellikleri ve gama ışını birikimi faktörleri (Korkut ve ark., 2015).

Yeni Epoksi / Molibden Kompozitinde Üretim ve Nötron Işınlama Testleri (Korkut ve ark., 2015).

Deneyler ve Monte Carlo Simülasyonları ile Epoksi-Ferrokrom Cüruf Kompozitleri Üzerinde X-Işını, Gama ve Nötron Radyasyon Testleri (Korkut ve ark., 2015).

Radyasyona karşı koruyucu polimer-matris nanoyapılı kompozitler (kaloshkin ve ark. 2012)

Yeni bir nükleer koruma maddesinin tasarım çalışması (Huang ve ark. 2012)

Nükleer Reaktör Sistemi Uygulamalarında Gelişmiş Radyasyona Dirençli Oksit Dispersiyon Güçlendirilmiş Çelik (ARROS) Gelişimi'nin Mevcut Durumu ve Geleceği (Kim ve ark. 2016),

Nano yapılı amorf SiOC / kristalin Fe bileşiğinde radyasyon hasarının yerinde gözlemlenmesi (su ve ark 2016)

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. LINUX İşletim Sistemi

Yapılan çalışmalarda ücretsiz ve açık kaynak kodlu Linux İşletim Sistemi kullanılmıştır. İşletim sisteminin kaynak kodları GNU (Genel Kamu Lisansı) sayesinde özgürce paylaşır, değiştirilir ve kullanılabilir. Linux 5 Ekim 1991 tarihinde Linus Torvalds tarafından yazılan yazılan sistemin adıdır.

Linux, hemen her bilgisayar platformunda kullanılabilir. Genelde sunucu ve iş istasyonu platformlarında kullanılsada kişisel bilgisayarlarda da kullanımı yaygınlaşmaktadır. Bu sistemin tercih sebebi olmasında açık kaynak kodlu ve özgür yazılım anlayışının etkisi büyüktür. Genellikle “Linux” kelimesiyle ifade edilen çekirdek, bir kısım kitle tarafından da GNU Projesi yazılım ve araçlarını içermesi nedeniyle “GNU/Linux” diye ifade edilmektedir. Numunelerin nötron ve gamalar ile etkileşim simülasyonları yapılırken kullanılan GEANT4 ve FLUKA simülasyon programları Linux işletim sisteminin UBUNTU sürümü (Ubuntu 8.04 LTS Desktop Edition) içerisine kurulmuştur.

3.2. Monte Carlo Simülasyon Tekniği

Monte Carlo yöntemi Stanislaw Marcin Ulam, Enrico Fermi, John von Neumann ve Nick Metropolis benzeri ilk kullanıcıları ile yaygın hale getirilmiştir. Monte Carlo yöntemi, matematik veya fizik problemlerinin, bu problemlerin olasılık modellerine uygulanan gelişigüzel denemeler vasıtası ile çözülmesi yöntemidir. Bu gelişigüzel yöntemin en çok duyulan kullanımı 1930 yılında Fermi tarafından, o zamanlar yeni keşfedilen nötronların özelliklerini belirlemek için kullanıldı. Belirlenimci (deterministic) algoritmaların kurulmasının imkansız olduğu ya da çok karmaşık algoritmalar gerektiren problemlerin çözümünde başvurulacak bir sayısal çözümleme tekniği olan Monte Carlo yöntemi, sistemli olarak Manhattan Projesi’nin Los Alamos’ taki laboratuvarında nötronların çeşitli maddelerden geçebilme özelliklerinin tespiti araştırmalarında kullanıldı (1943). Elektronik bilgisayarların yapılmasından (1945) bu yana, çok sayıda gelişigüzel deneme yapılmasına ihtiyaç duyulan Monte Carlo yöntemi bilgisayarların hesaplama hızlarının gelişmesiyle uygulanabilirlik ve yaygınlığını arttırdı (Cengiz A. 1991). Monte Carlo yöntemine en iyi örnek, kapalı bir eğri içinde kalan

alanın hesaplanmasıdır. Kapalı eğri, kenar uzunluğu birim olarak alınan karenin içine yerleştirilir. 0 ile 1 arasında ve birbirinden bağımsız olarak üretilen iki rastgele sayı çifti, kare içinde rastgele bir noktayı belirler. Çok sayıda üretilen böyle noktalardan kapalı eğri içine denk gelenlerin sayısının üretilen toplam nokta sayısına oranı, eğri içinde kalan alanın yaklaşık değerini verir; üretilen nokta sayısı arttıkça yaklaşıklık daha doğru olur. Monte Carlo yönteminin bilgisayarlarda kullanılması ile bilgisayarda gelişigüzel sayı üretilmesi tekniklerinin geliştirilmesine ihtiyaç duyulmuştur. Bilgisayar belirlenimli bir aygıt olduğundan üretilen sayılar gerçekte tam olarak gelişigüzel nitelikli değildir; gelişigüzel sayıların özellikleri kısmen içeren bu sayılar, bu nedenle “sözde gelişigüzel sayılar” olarak adlandırılır.

Monte Carlo yöntemleri çok katlı integrallerin hesaplanmasında; integralli denklemlerin, kısmi diferansiyel denklemlerin, doğrusal denklem sistemlerinin çözümünde; gamma ışıınımı soğurulması problemlerinde, nötron yayınımları, parçacık fiziğinde bozunum genişliklerinin ve saçılma tesir kesitlerinin hesaplanmasında kullanılmaktadır (Briesmeister 1993).

Monte Carlo Simülasyonu karmaşık problemleri çözebilmek için kullanılan güçlü bir araçtır. Monte Carlo Simülasyonu model sistemimizin farklı düzenlemelerini kontrol etme fırsatı tanınması nedeniyle fizik öğrenimi için yüksek bir potansiyele sahiptir ve öğrenciler için heyecan vericidir (Peralta 2002). Bir yere kadar Monte Carlo Simülasyonu teori ve deneyin arasında kalır. Fizikte tüm bilinenler program içine yerleştirilebilir ve farklı durumlar bulunabilir. Monte Carlo Simülasyonu sonuçların rastgele sayılar olarak alınıp kullanıldığı bir hesaplama tekniği olarak tanımlanabilir. Monte Carlo Simülasyonu fiziği de içine alan farklı problemlere hitap eder. Monte Carlo tekniği parçacık fiziği ve nükleer fizik ile yoğun madde fiziği gibi birçok alanda sıkça kullanılır.

Günümüzde Monte Carlo Simülasyon Kodu kullanarak nükleer etkileşimleri yapan en önemli programlar FLUKA, GEANT4, MARS, PHITS ve MCNP olarak sıralanabilir. Monte Carlo Simülasyon hesaplamalarında her bir elementi içeren bir tesir kesiti kütüphanesi kullanılmaktadır. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu hesaplamalarında kullanılan tesir kesiti kütüphaneleri; nötron parçacıkları için QGSP_BIC_HP, gama ışınları için EMStandart’tır. FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu hesaplamalarında kullanılan tesir kesiti kütüphaneleri ise; nötron parçacıkları ve gama ışınları için ENDF/B, JENDL, JEFF ve ENEA’ dır.

3.2.1. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu

İlk olarak 1993 yılında CERN ve KEK’de yapılan bağımsız çalışmalarda modern hesaplama tekniklerinin mevcut FORTRAN tabanlı GEANT3 simülasyon programının nasıl geliştirebileceği irdelenmiştir. 1994 yılının sonbaharında çalışmalar birleştirilmiş ve nesneye yönelik teknolojiye dayanan yeni bir programın oluşturulması için RD44 adlı öneri CERN Dedektör Araştırma ve Geliştirme Kurulu’na sunulmuştur. Bu girişim büyüterek farklı üniversite ve enstitülerden, Avrupa, Japonya, Kanada ve Amerika Birleşik Devletleri’nde yüksek enerji deneylerine katılmış fizik programcılarının ve yazılım mühendislerinin uluslararası bir iş birliğine dönüşmüştür. Hedef, atomaltı parçacıklar ile yapılan fiziksel deneylerin gerektirdiği işlevselliği ve esnekliği karşılayabilecek bir detektör simülasyon programı geliştirmektir.

RD44 projesinin, C++ tabanlı nesneye yönelik (object-oriented – OO) modern çevreler için geliştirilmiş CERN yazılım paketinin yeniden tasarlanmasında büyük katkısı olmuştur. Araştırma ve geliştirme aşaması ilk sürümün yayımlanmasıyla birlikte Aralık 1998’de tamamlanmıştır. Daha sonra bu çalışmanın ismi GEANT4 olarak değiştirilmiştir.

GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu, Monte Carlo’nun yaratıcılarının engin birikimlerinden faydalanmaktadır. Geniş coğrafyalara yayılarak geliştirilen yazılımlar ve büyük ölçekli nesneye yönelik sistemler yeni bir durum sayılmasa da, Geant4, boyutu, kodların çeşitliliği ve katılımcıların sayısından ötürü özel sektörün dışında büyük ve tutuklu bir proje olarak göze çarpmaktadır. Net problem çözümlemesi, alanlar arasında açık hiyerarşik bir düzenin oluşmasını sağlamıştır. Geant4 yazılımının geliştirilebilir bölümlere tekabül eden her bir kısmı, konuya hakim uzmanlar tarafından yönetilmektedir. Ayrıca test, kalite kontrol, yazılım yönetimi ve dokümantasyon yönetimi gibi konularda da ayrı gruplar çalışmaktadır. Her gruba bir koordinatör başkanlık etmektedir. Sorumluluğun böylesi büyük bir teknik gruba dağıtılmış olması, kullanıcıların doğrudan gerekli uzmanla temasa geçmelerini sağlayacak bir destek yapısının oluşmasını sağlamıştır.

3.2.2. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu Kullanım Aşamaları

Bu bölümde GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu ile simülasyonların hesaplanması aşama aşama anlatılacaktır.

Öncelikle Linux (Ubuntu) İşletim Sistemine sahip bilgisayara GEANT4 programının 10.01 versiyonu kurduk. Program içerisinde *examples* klasöründe bulunan TestEm13 ve Hadr03 örnek uygulamaları temel alınarak simüle edilecek çelik çeşitlerinin element içerikleri, deney geometrisi, numunelere gönderilecek enerji değerleri ve radyasyon türü(gama ve nötron) tanımlanmıştır. Çelikleri, geometriyi ve radyasyon kaynağını programa tanımladıktan sonra dosyaların bulunduğu klasöre uç birim vasıtası ile girilerek rutin koşturma kumutları uygulandı. Örnek bir simülasyon gerçekleştirildikten sonra Geant4 tarafından verilen sonuç ekranı aşağıda görüldüğü gibidir.

```
ferit@ferit-UX305FA: ~/TestEm13
===== run summary =====
The run is: 1000000 gamma of 7 MeV through 1 cm of Celik1 (density: 7.75 g/cm3 )
Process calls frequency ---> Transportation = 796983 compt = 125099 conv = 77804 phot = 114
Nb of incident particles unaltered after 1 cm of Celik1 : 796983 over 1000000 incident particles. Ratio = 79.698 %
---> CrossSection per volume: 0.22692 cm^-1 CrossSection per mass: 2.928 mm2/g
Verification from G4EmCalculator:
compt= 1.7964 mm2/g conv= 1.1181 mm2/g phot= 1.7463 um2/mg t
otal= 2.9162 mm2/g
Expected ratio of transmitted particles= 79.771 %
----- Ranecu engine status -----
Initial seed (index) = 0
Current couple of seeds = 1407810067, 384164920
-----
Idle>
```

Şekil 3.1. Geant 4 simülasyon sonucu

3.3. Çelik Üretimi

Günümüzde çelik üretiminde yaygın olarak iki yöntem kullanılır.

1. Entegre tesislerde demir cevherinden Yüksek fırınlarda pik demir üretimi ve devamında bu pik demirden Bazık Oksijen Fırınlarda (BOF) Çelik Üretimi
2. Hurda demir, çeliklerin elektrik ark ocaklarında ergitilmesiyle geri dönüşüm şeklinde çelik üretimidir.



Şekil 3.2. Çelik üretimi

Dünyada çelik üretiminin yaklaşık 1/3'ü çelik hurdasından elde edilirken kalanı demir cevherinden elde edilmektedir.

Türkiye'deki demir çelik üretim tesisleri şunlardır: Zonguldak Demir çelik, karabük demir çelik ve İskenderun demir çelik fabrikaları.

Çeliğin yapılması için Demir ve karbonun birleşmesi gerekir. Yüksek fırınlarda üretilen demire, birtakım işlemlerle gereken karbonun katılmasıyla ya da çelik hurdalarının elektrik ark ocaklarında tekrar ergitilmesiyle çelik yapılır. Karbon, demiri sertleştiren bir elementtir ve oluşan karışımdaki karbon oranı ne kadar artarsa çeliğin sertliği ve kırılganlığı da aynı oranda artar.

Günümüz sanayisinde çelik üretiminde %0.02 ile %2 arasında değişen oranlarda karbon kullanılır. Üretilen çeliğe, paslanmazlık, ısıya dayanıklılık, elastikiyet gibi değişik özellikler kazandırmak için wolfram, vanadyum, krom, nikel gibi elementler de katılabilir. Doğada saf halde bulunmayan çelik, Demir(Fe) elementinin %0,02 ile %2 oranlarında Karbon(C) ile oluşturduğu alaşımlardır. Kullanılacak çeliğin kalitesini alaşımda kullanılan karbon oranına bağlıdır. Demir'in alaşım haline dönüştürülmesinde Krom, Magnezyum, Volfram ve Vanadyum gibi elementler de kullanılmaktadır. Karbon ve diğer elementler Demir atomlarıyla sıkı bir bağ oluşturarak, meydana gelen çelik alaşımının sağlamlığı artırılır.

Üretilen alaşım kullanılan element oranlarına göre; gerilme noktası, süneklik, dayanıklılık gibi özellikleri değişir. Bu sayede üretilen çelik kullanım alanına göre aşımda ki elemntlerinin oranları değiştirilerek istenilen tipte çelik üretimi sağlanabilir.

Örneğin; Karbon yönünden çok zengin olan Çelik alaşımlar Demir'den çok daha sert olmasına rağmen süneklikleri çok daha zayıftır.

Çelik üretiminde çeşitli metodlar şunlardır:

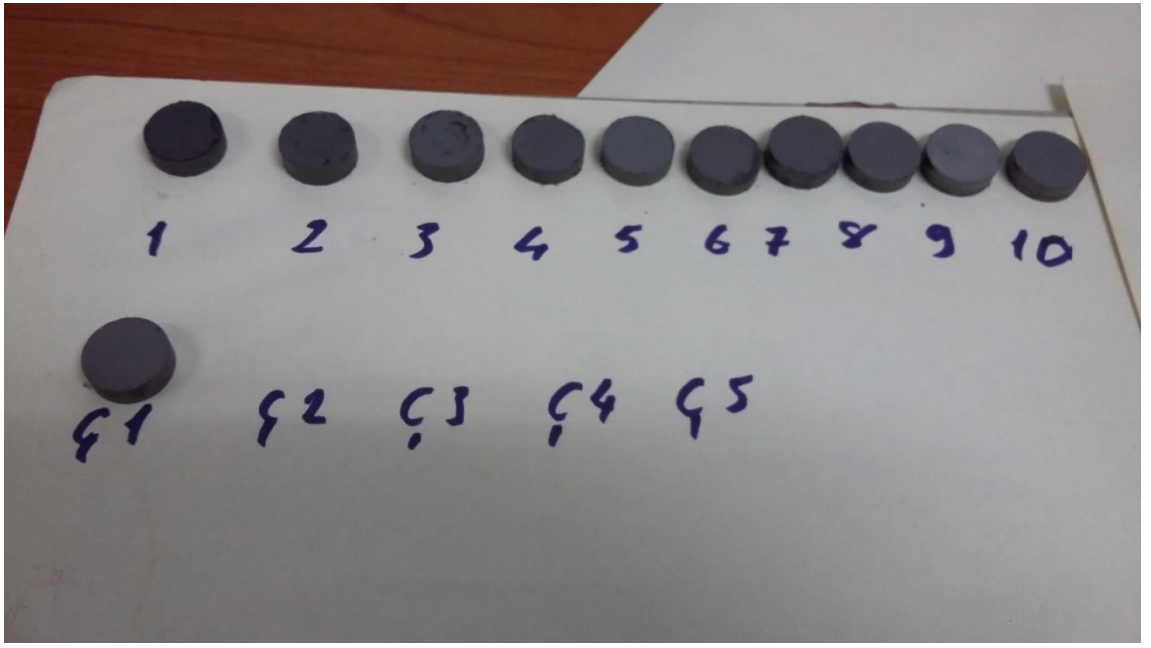
1. Bessemer –Thomas üretim tekniği
2. Simens-Martin üretim tekniği
3. Elektrik ark ocaklarında çelik üretim tekniği
4. Bazik oksijen konvertörlerinde çelik üretim tekniği

Bu çelik üretim metodlarını daha sonra ayrıntılı olarak ele alacağız.

Bu çelik üretim tekniklerinden kimileri hali hazırda kullanımını yitirmiştir. Günümüzde çelik üretimi yeni üretim teknikleriyle gerçekleştirilmektedir. 2002 yılı itibariyle üretilen yaklaşık 900 milyon çeliğin % 60'ı Bazik Oksijen Konvertörlerinde, % 33,9'u Elektrik Ark Ocaklarında, % 3,8'i Simens-Martin ocaklarında ve % 2,2'si ise diğer üretim metodlarıyla üretilmiştir. Türkiye'de üretilen çeliğin % 31'i bazik oksijen konvertörlerinde, kalan % 69'u ise elektrik ark ocaklarında üretilmiştir.

GEANT4 kodu ile yapılan simülasyon sonuçlarına göre nötron ve gama zırlama kabiliyeti yüksek olan 10 adet çelik içeriği toz metalürjisi yöntemi ile laboratuarda üretilmiştir. Bu numunelerin kimyasal içerikleri ve yoğunluk değerleri Tablo 3.1 de verilmiştir.

Nanometre mertebeli ölçekte temin edilen çelik içeriğini teşkil eden toz halindeki kimyasal malzemeler GEANT4 simülasyonlarıyla belirlenen yüzdelik oranlara göre homojen bir şekilde karıştırılmıştır. Toz karışımın homojen olması açısından her bir numune mikser kullanılarak 1 saat boyunca karıştırılarak elde edilen homojen toz karışımı hassas terazi ile tartılarak 5'er gram şeklinde ayrılmıştır. 5 gramlık toz içerikler 2 cm çapındaki dia malzeme kullanılarak SPECAC marka hidrolik pres makinesi ile 15 ton baskı altında sıkıştırılmış ve bu şekilde disk numune pelletleri elde edilmiştir. Diskler 1300°C fırında yaklaşık 3.5 saat boyunca tavlansmıştır. Son olarak numuneler soğumaya bırakılmış ve radyasyon maruziyeti deneyleri için hazır hale getirilmiştir. Üretilen numuneler Şekil 3.3 te verilmiştir. Şekilde Ç1 ile kodlanan numune nükleer uygulamalarda sıklıkla kullanılan 316LN kalite çelik referans numunesidir.



Şekil 3.3. Üretilen Numuneler

Numune	Yoğunluk (g/cm ³)	Kimyasal Bileşim (%)														
		Fe	Ni	Cr	Al	Mo	Ti	V	W	C	Si	Mn	P	S	Co	Cu
H7-4-2-5	8,64	75,8		4,5		3,8		1,8	6,85	1,1	0,45	0,4		0,3	5	
HC 6-5-2	8,56	80,55		4,15		4,95		1,85	6,35	1	0,45	0,4		0,3		
X5CrNi18-10	7,92	69,355	9,25	18,25						0,07	1	2	0,045	0,03		
X2CrNi19-11	7,78	66,895	11	19						0,03	1	2	0,045	0,03		
X1NiCrMoCu25-20-5	8,02	47,74	25	20		4,5				0,02	0,7	2	0,03	0,01		
X6CrNiMoTi17-12-2	7,98	64,445	12	17,45		2,25	0,7			0,08	1	2	0,045	0,03		
X15CrNiSi25-20	7,90	50,225	20,5	25						0,2	2	2	0,045	0,03		
X12NiCrSi36-16	8,00	45,3	35	16						0,15	1,5	2	0,03	0,02		
X10NiCrAlTi32-20	8,00	38,635	34	23	0,6		0,6			0,12	1	2	0,03	0,015		
X1NiCrMoCu225-20-5	7,90	45,74	25	20		4,5				0,02	0,7	2	0,03	0,01		2

Tablo 3.1. Numunelerin Kimyasal İçerikleri ve Yoğunlukları

3.4. Nötron Eşdeğer Doz Oranı Ölçüm Sistemi

3.4.1. Nötron Dedektörleri

Nötronlar madde ile etkileşince doğrudan iyonlaşma meydana getirmezler. Nötronların sayılması (n, p), (n,α) , (n,γ) , (n, fisyon) gibi nükleer reaksiyonların oluşturduğu ikincil olayların ölçülmesine dayanır. Yavaş ve termal nötronların sayılmasında (n, p), (n,α) reaksiyonlarına dayanan dedektörler açığa çıkan yüksek enerjili p ve α'nın neden olduğu sinyalin gözlenmesiyle sayım yapar.

Nötron dedektörleri genellikle ^{10}Be izotopu ve iyonlaşma odası BF_3 gazı ile dolu iç yüzeyi bor metali veya bileşenleri ile kaplı bir orantılı sayaçtır. Bir nötron dedektör içine girince aşağıdaki reaksiyon meydana gelir.



${}_3^7\text{Li}$ 'yi uyarılmış duruma getiren reaksiyonun Q değeri 2,31 MeV'dir. Kinetik enerjisi bu değerden düşük olan nötronlar için momentum korunumu kanununa göre enerji α'nın kinetik enerjisi 1,47 MeV olacak şekilde ${}_3^7\text{Li}$ ve α arasında paylaşılır. Nötron şiddetlerini nötron yakaladıktan sonra radyoaktif hale gelen ve belli enerjiler için nötron yakalama tesir kesitleri bilinen bir madde nötronla bombardıman edilerek de ölçülebilir. Hızlı nötronları ölçmek için nötron ile hafif hedef (H , ${}^2\text{H}$, ${}^3\text{He}$, ${}^4\text{He}$ vb.)'ler arasındaki elastik çarpışmayı izleyen geri tepme olayının incelenmesidir. Bu elastik çarpışmada da önceki sonuçlar aynen geçerlidir. Nötronun geri tepme enerjisi $E_G = E - E^i$ (3.2)

olur. Burada E gelen parçacığın ilk enerjisi, E^i saçılan parçacığın son enerjisidir.

3.4.2. Dedektörün çalışması

Dedektör içinde aşağıdaki olaylar olur:

- a- ^{10}B ile etkileşim sonucu alfa parçacıklarının oluşması
- b- ${}^3\text{He}$ ile etkileşim sonucu proton oluşması
- c- H, çekirdeği ile yapılan elastik saçılma.

İlk iki reaksiyon 0,5 eV'lik enerjiye sahip nötronlar tarafından meydana getirilen reaksiyonlardır. Bu nötronlar orta enerjili nötron bölgesinin en altında ve termal bölgede olan nötronlardır. Elastik saçılmalar hızlı nötronların dedekte edilmesinde kullanılırlar.

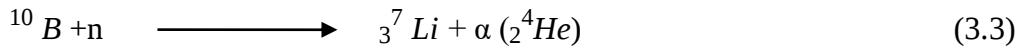
3.4.3. Nötron dedektör tipleri

Hızlı nötronları dedekte edebilmek için nötronların yavaşlatıcı malzeme vasıtasıyla yavaşlatılması gerekir. Dedektörün boyutları dikkate alınarak dedektör malzemesinin belirli bir reaksiyon için etki kesirinin yüksek olması gerekir. Dedektörün aktif hacmi, nötronun dedektör malzemesi ile etkileşmesi sonucunda meydana gelen ağır yüklü parçacıkları durduracak kadar büyük olmalıdır. Buna göre dört tip nötron dedektörü vardır.

- Boron üç flor BF_3 orantılı sayaçları,
- Helyum orantılı sayaçları,
- Gaz çarpışma orantılı sayaçları,
- Kabarcık dedektörleri.

3.4.3.a. BF_3 Orantılı sayaçları

BF_3 orantılı sayaçlar ^{10}B ile zenginleştirilmiş BF_3 gazı ile dolu orantılı sayaçlardır. Dedektör içine dolduran bu gaz, aynı zamanda gelen termal nötronlar için de bir hedeftir. Dedektörde meydana gelen temel reaksiyon



şeklindedir.

Lityum çekirdeği ve α parçacığı gaz dolu ortamda ikincil iyonizasyona neden olacak kadar yüksek enerjiye sahiptirler ve ikincil iyonizasyonlar dedekte edilebilirler. Burada dikkat edilmesi gereken husus, bazı nötron reaksiyonlarında 0,48 MeV'lik γ 'ların meydana gelmesidir. Bu nedenle uygun bir ayırt edici devre ile (elektronik olarak), gelen nötronların ve açığa çıkan γ -ışınlarının ayırt edilmesi gereklidir. BF_3 gazlı dedektörler orta ve yüksek enerjili nötronların, ($E \cong 100$ eV– 200 keV ve $E > 10$ MeV) dedekte edilmesinde de kullanılabilirler. BF_3 dedektörleri,

termal, orta ve yüksek enerjili nötronlar için iyi bir dedektör olmakla birlikte ayrıca nötron spektroskopi amaçlı kullanılabilir.

3.4.3.b. Deneyde Kullanılan Dedektör ve Özellikleri

Deneyde BF_3 gazlı ADM-606-Model NP serisi bir nötron dedektörü kullanıldı. Dedektörün çalışma prensibi yukarıda (3.3) denkleminde anlatılan nükleer reaksiyona dayanmaktadır. Boron nötron reaksiyonuyla üretilen $\alpha(^4He)$ 'lar iyonize olan gazın ikincil iyonizasyonuna sebep olur. İyonizasyonla oluşan elektronlar merkezi anot telin yakınlıklarına vardığında bir pulsa neden olurlar. Bu pulsla oluşan şarj hassas yükselticilerle yükseltilir ve ADM 616 seri dijital veri okuyucuyla değerlendirilir. Deneyel nötron eşdeğer doz oranı ölçüm sistemi Şekil 3.4 te verilmiştir.



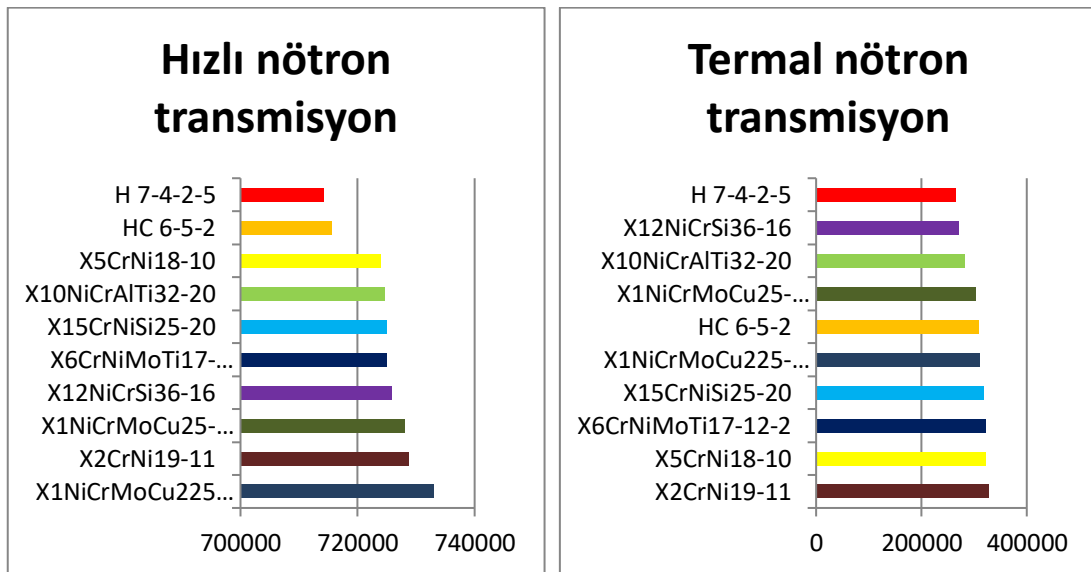
Şekil 3.4. Nötron Eşdeğer Doz Oranı Ölçüm Sistemi

4. ARAŞTIRMA BULGULARI

Bu çalışmada endüstride kullanılan 156 farklı içeriğe sahip çelik malzemeler CERN GEANT4 Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak nötron parçacıklarına ve gama ışınımına maruz bırakılmış ve teorik olarak elde edilen tesir kesiti değerleri değerlendirilerek bu çelikler içerisinde 10 tanesi seçilmiştir. Seçilen numunelere ait hızlı nötron, termal nötron ve gama ışınlarına ait etkileşim parametreleri (transport, elastik saçılma, inelastik saçılma ve yakalama) GEANT4 simülasyon kodu ile hesaplanmıştır.

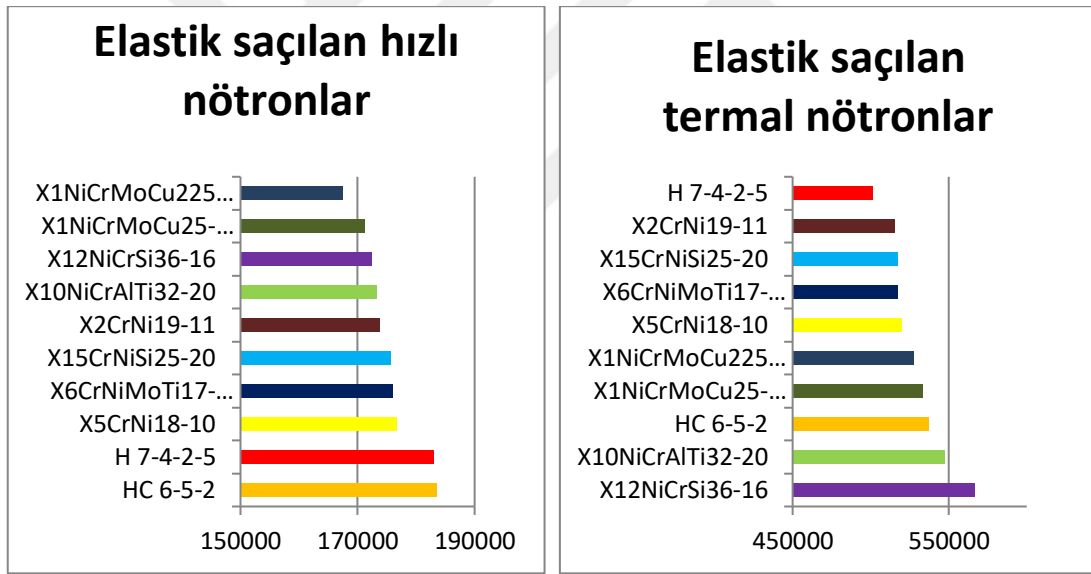
4.1. Nötron Etkileşim Parametreleri

Nükleer uygulamalarda kullanım alanına göre farklı enerjili nötronlar tercih edilmektedir. Örneğin nükleer fisyon ile enerji üretiminde ağır çekirdekleri parçalamak için termal nötronlara ihtiyaç duyulmaktadır. Nükleer füzyon olayında ise hızlı nötronlar geçerlidir. Bu tez çalışmasında Monte Carlo simülasyonları gerçekleştirilirken hızlı ve termal nötronlar ile çelik numuneler ışınlanmıştır. Nötronların madde ile karşılaştıklarında elastik saçılma, inelastik saçılma, yakalanma ve fisyon tepkimeleri gerçekleştirmektedir. Simülasyon çıktısı olarak elastik ve inelastik saçılan, yakalanan veya etkileşme yapmadan numuneyi geçen (transport) nötron sayıları istenmiştir. Elde edilen sonuçlar elastik saçılma için Şekil 4.1, inelastik saçılma için Şekil 4.2, yakalanma için Şekil 4.3 ve etkileşmeyen nötronlar için Şekil 4.4 te verilmiştir.



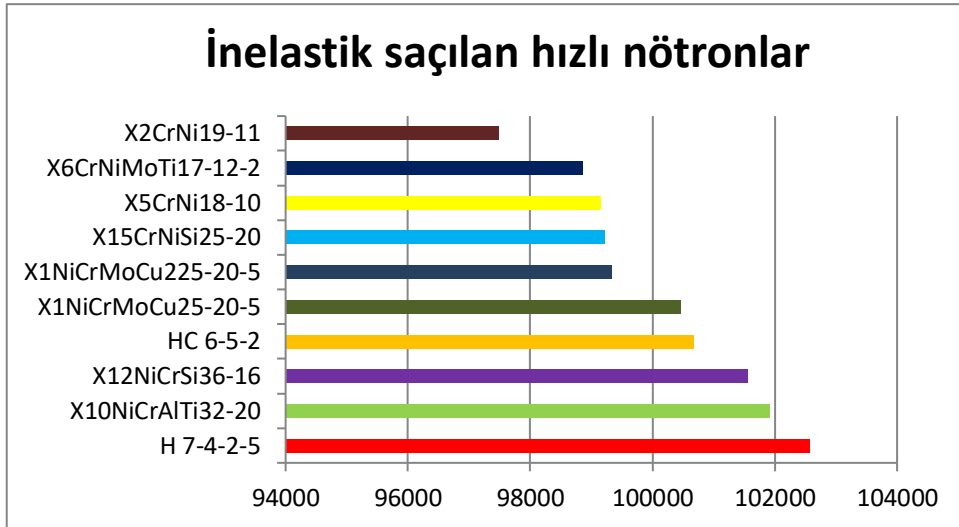
Şekil 4.4. Etkileşmeyen Hızlı ve Termal Nötronların Teorik Sonuçlar

Şekil 4.1 de verilen elastik saçılan hızlı nötron sonuçlarına bakıldığında H7425 ve HC652 numuneleri diğer çeliklere göre daha fazla elastik saçılmaya yol açmıştır. Elastik saçılmada numuneye gelen nötronlar herhangi bir enerji aktarımı yapmadan numuneyi terk ederler. Nükleer reaktörlerde elastik saçılma moderatör malzemeler için önem taşır. Çünkü hızlı nötronların fisyon olayını gerçekleştirebilmeleri için termalize olmaları gerekir. Moderatör malzemeler bu termalizasyonu sağlarlar. Bu iki numune reaktör tasarımında nötron moderatörü olarak kullanılabilirler. Termal nötronlar için nükleer reaktör tasarımında kullanılacak çelik malzemelerin termal nötronlar ile elastik saçılma yapmaları istenen bir durum değildir. Çünkü termal nötronların malzemeler tarafından yavaşlatılması termal nötron kaybına ve dolayısıyla ağır çekirdeklerin daha az bölünmesine yol açarak reaktör verimini düşürür. Termal nötron elastik saçılma değerlerine bakıldığında H7425 numunesi en düşük saçılma değerine sahiptir.



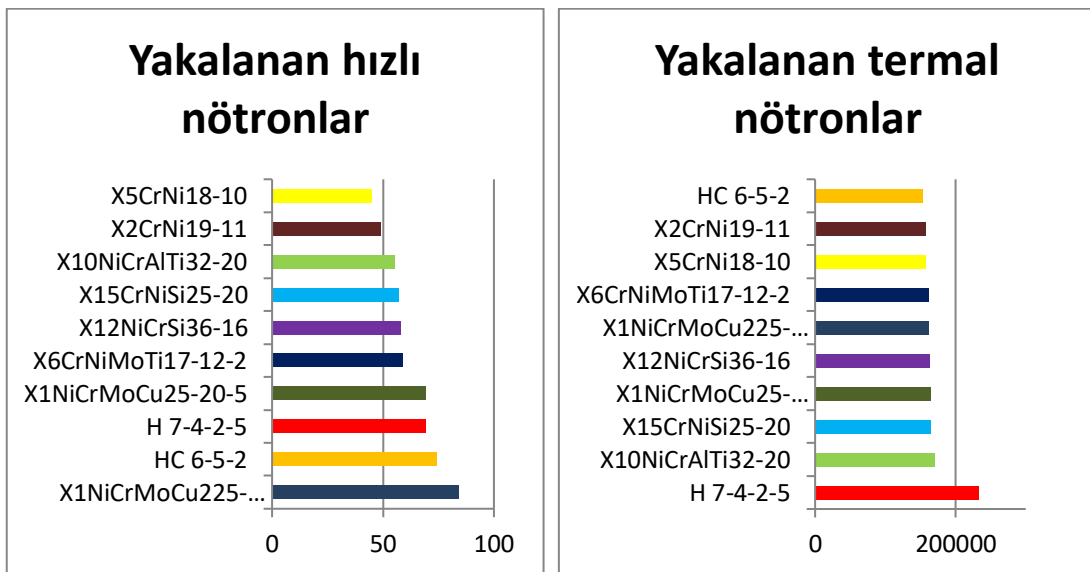
Şekil 4.1. Elastik Saçılan Hızlı ve Termal Nötronların Teorik Sonuçları

Nükleer reaktör sistemlerinde termal bölgede elastik olmayan saçılmalar önem taşımazken, özellikle 1 MeV civarı enerji bölgesindeki inelastik saçılmalar önemlidir. Hibrit nükleer enerji sistemlerinde (fisyon+füzyon), manyetik sınırlayıcı füzyon olayında ve malzeme hasarında inelastik saçılma değerleri büyük önem arzeder. Şekil 4.2 de verilen hızlı nötron inelastik etkileşme sonuçlarına bakıldığında H7425 ve X10NiCrAlTi32-20 numuneleri en yüksek değere sahiptir. Termal nötronlar için inelastik saçılma olayına raslanmamıştır.



Şekil 4.2. İnelastik Saçılan Hızlı Nötronların Teorik Sonuçları

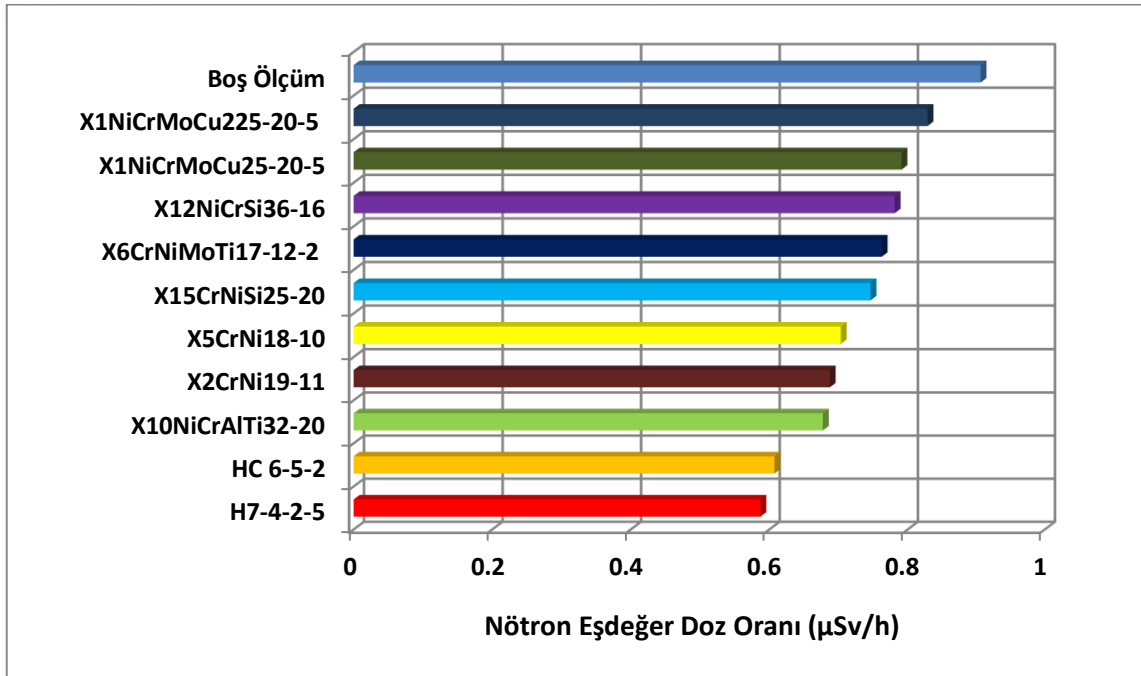
Termal reaktörlerde ağır çekirdeklerin fisyonu için termal nötronlar gerekir ve kor civarındaki malzemelerin termal nötron yakalama tesir kesitleri düşük olmalıdır. Eğer termal nötronları yakalayan malzeme kullanılırsa reaktörün verimi düşer. Şekil 4.3 te verilen termal nötron yakalama değerlerine bakıldığında H7425 numunesinin yüksek termal nötron soğurma değerine sahip olduğu, diğer numunelerin ise birbirine yakın termal nötron soğurdıkları görülebilir. Hızlı nötronlar için yakalama grafiğine bakıldığında X1NiCrMoCu25-20-5 numunesinin diğerlerine göre yüksek sayıda hızlı nötron yakaladığı görülür. FBR (Fast Breeding Reactor) sistemlerinde hızlı nötron soğurma değeri düşük malzemeler tercih edildiğinden X5CrNi18-10 ve X2CrNi19-11 numuneleri bu sistemler için uygun birer yapı malzemesi olarak önerilebilir.



Şekil 4.3. Yakalanan Hızlı ve Termal Nötronların Teorik Sonuçlar

Şekil 4.4 te numune ile etkileşmeden geçen (transport) nötron sayıları verilmiştir. Termal nötronlar için reaktör verimi açısından bu değer yüksek olmalıdır. Bu çalışmada üretilen 10 numunenin tümü benzer termal nötron transport sayılarına sahiptir. Hızlı nötronlar için çizilen grafiğe bakıldığında ise düşük transport değerine sahip olan H7425 ve HC652 numuneleri termal reaktörler için uygundur. Reaktör güvenliği açısından da bu malzemelerin kullanımı önerilebilir.

Simülasyonlara ek olarak seçilen içerikler kullanılarak laboratuvar fabrikasyon aşamasına geçilerek 10 numune üretilmiştir. Üretilen numuneler $^{241}\text{AmBe}$ nötron kaynağı kullanılarak ışınlanmış ve nötron eşdeğer doz oranı değerleri deneysel olarak elde edilmiştir. Sonuçlar Şekil 4.5 de verilmiştir.



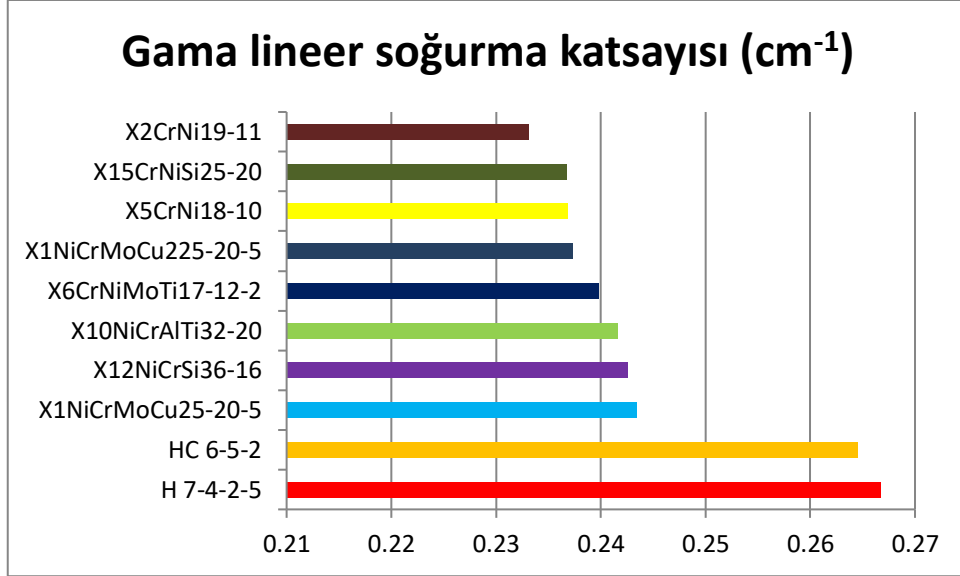
Şekil 4.5. Deneysel Nötron Eşdeğer Doz Ölçümü Sonuçları

Ölçülen parametre olan eşdeğer doz oranı faktörü nötron dedektörü tarafından emilen doz değerini belirttiğinden ve dolayısıyla nötron zırlama açısından bu parametrenin düşük olması gerekliliği (yani numunenin emdiği doz miktarının yüksek olması) göz önüne alındığında H7425 ve HC652 numuneleri nötron zırlama amacıyla kullanılabilir.

4.2. Gama Işınımı Etkileşim Parametreleri

Fisyon reaktörlerinde reaktör kor bölgesinde gerçekleşen (n,gamma) reaksiyonları sonucunda yaklaşık 7 MeV enerjili gama emisyonu gerçekleşmektedir.

Bu nedenle bu tez çalışmasında 7 MeV enerjili gama ışınları ile seçilen 10 numunenin etkileşimi simüle edilerek gama lineer soğurma katsayıları hesaplanmıştır. Sonuçlar Şekil 4.6 da verilmiştir.



Şekil 4.6. Gama lineer soğurma katsayısı teorik Sonuçlar

Değerler incelendiğinde istenmeyen gama ışımasını zırlamak için en uygun malzemelerin H7425 ve HC652 numuneleri olduğu tespit edilmiştir.

5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

156 çelik çeşitinde thermal/hızlı norton ve gamma ışımaları simülasyon çalışması incelenerek 10 çelik çeşiti laboratuvar ortamında $^{241}\text{AmBe}$ nötron kaynağı ile ışınlanmış oluşan bulgular toplu olarak değerlendirmeye alınmıştır.

Nükleer reaktörlerin tasarımlarında termal nötronlar ağır çekirdeklerin bölünmesine yol açtıklarından termal nötronların artırılması ve hızlı nötronlarında termalize olması sağlanmalıdır. Bu sebeple nükleer reaktörlerde elastik saçılmalar açısından herhangi bir aktarım yapmadan çelik numuneyi terk etmesi hızlı nötronlar açısından istenen bir şey olmasına karşın termal nötronlar açısından olumsuz bir durumdur. Bu bağlamda hızlı nötronları yüksek olan çelik numuneler moderatör malzeme olarak kullanılabilir. Aynı zamanda termal nötronlar açısından elastik saçılması düşük olan çelik numune tercih edilmelidir. Bu tespitler ışığında yapılan şekil 4.1 de verilen sonuçlarında hızlı nötron elastik saçılması yüksek ve termal nötron elastik saçılması düşük olan H7-4-2-5 çelik numunesi uygun olduğu görülmüştür.

1 MeV üzerindeki enerjilerde oluşan inelastik saçılmaların yüksek olması nükleer reaktörlerde önemlidir. Bu açıdan hızlı nötronların seçilen numunelerdeki teorik sonuçları incelendiğinde yüksek inelastik saçılma değerine sahip H7425 ve X10NiCrAlTi32-20 numunelerinin nükleer reaktörlerde kullanılmak üzere uygun olacağı görülmüştür.

Nükleer reaktörlerde fisyon olayı için termal nötronlara ihtiyaç duyulduğundan termal ve hızlı nötron yakalama değerlerinin düşük olması istenen bir durumdur. Teorik sonuçlar incelendiğinde termal nötron yakalama değerlerinin H7425 hariç birbirine yakın ve hızlı nötron yakalama değerleri düşük olan X5CrNi18-10 ve X2CrNi19-11 numunelerinin uygun olabileceği görülmüştür.

Etkileşmeden geçen nötron sayıları açısından termal nötronlar açısından tüm numunelerin yakın değerlerde olduğu görülmüştür. Fakat Hızlı nötronlar için şekil 4.3.'e bakıldığında ise düşük transport değerine sahip olan H7425 ve HC652 numuneleri termal reaktörler için uygun olduğu görülmüştür.

Seçilen 10 numunenin üretimleri yapılarak $^{241}\text{AmBe}$ nötron kaynağı ile elde edilen deneysel sonuçları incelendiğinde eşdeğer doz oranı düşük olan H7425 ve HC652 numuneleri nötron zırhlama malzemesi olarak kullanılabilir olduğu görülmüştür.

Nükleer reaktörlerde istenmeyen gama ışınlarını soğurma oranı yüksek olan malzemelerin tercih edilmesi gerektiği düşünüldüğünde gama lineer soğurma sonuçları incelendiğinde gama ışınımına karşı zırlama amaçlı en uygun numunelerin H7425 ve HC652 olduğu görülmüştür.

Yapılan tüm teorik ve deneysel sonuçlar ışığında hızlı nötronları yakalama değerlerinin yüksek olması hariç diğer tüm sonuçlar açısından en uygun çelik malzemenin H7425 olduğu görülmüştür.



6. KAYNAKLAR

- Abdo, A. E., Ali, M. A.M., Ismail, M. R. Natural fibre high-density polyethylene and lead oxide composites for radiation shielding, *Rad. Phys. and Chem.*, 66, 185-95, (2003).
- Agosteo, S., Nakamura, T., Silari, M., Zajacova, Z. Attenuation curves in concrete of neutrons from 100 to 400 MeV per nucleon He, C, Ne, Ar, Fe and Xe ions on various targets, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*, 217, 221–236 (2004).
- Alam, M. N., Miah, M. M. H., Chowdhury, M. I., Kamal, M., Ghose, S., Rahman, R., Attenuation coefficients of soils and some building materials of Bangladesh in the energy range 276-1332 keV, *Appl. Rad. and Isotop.*, 54, 973-6 (2001).
- Aygün, B. 2010. Değişik yağ oranlarına sahip parafin waxlarda hızlı nötronların makroskopik soğurma tesir kesitlerinin belirlenmesi ve değişen yağ oranının zırhlama üzerindeki etkisinin araştırılması. Yüksek Lisans, Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Erzurum, 94s.
- Bernier, D.R., Christian, P.E., Langan, J. K. *Nuclear Medicine*, Mosby, New York (1997).
- Blatt, J. M. and Weiskopf, W. E., *Theoretical nuclear physics*, Wiley, New York, (1952).
- Boncukçuoğlu, R., İçelli, O., Erzenoğlu, S. and Kocakerim, M. M. Comprasion of radioactive transmission and mechanical properties of Portland cement and modified cement with trommel sieve waste, *Cem. and Conc. Res.* 35,1082-7 (2005).
- Brittingham, J., Townsend, L., Barzilla J., Lee,K., Using FLUKA Monte Carlo transport code to develop parameterizations for fluence and energy deposition data for high-energy heavy charged particles, *Bulletin of the American Physical Society*, Volume 57, Number 3 (2012)
- Briesmeister, J., “RSIC Computer Code Collection MCNP4A, Monte Carlo N-Particle Transport Code System”, Los Alamos National Laboratory, New Mexico,(1993).
- Bashter, I. I., Abdo, A. E., Makarious, A. S. A comparative study of the attenuation of reactor thermal neutrons in different types of concrete, *Ann. of Nucl. En.*, 23(14), 1189-1195 (1996).

- Cengiz, A. Elektron ve β - Parçacıklarının Menzil, Enerji ve Açısal Dağılımlarının Monte Carlo Yöntemi ile İncelenmesi. Doktora Tezi. Uludağ Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü (1991).
- Colville, A. A. and Staudhammer, K., A refinement of the structure of Barite, from cow Gren mine, American Mineralogist, 52, 1877-80, (1967).
- Curie, P. Artel, T. (çeviri). 1950. Radyoaktivite. İstanbul Üniversitesi, 287, İstanbulConttingham, W.N. Greenwood, D. A. Yıldırım, S. , 2001. Çekirdek Fizikine Giriş. Mersin Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi, 221, İstanbul.
- Çevik, U., Baltaş, H., Çelik, A. and Bacaksız, E. Determination of attenuation coefficients, thickness and atomic numbers for CuInSe₂ semiconductor, Nucl. Inst. and Tech. in Phys. B., 247, 173-9 (2006).
- Etherington, H, Nuclear Engineering Handbook, McGraw-Hill Book Company (1958).
- Ferrari, A., Mitaroff, A., Silari, M. A Reference Radiation Facility for Dosimetry at Flight Altitude and in Space, Phys. Medica, 17.115–118 Suppl. (2001).
- Földiák, G. Industrial Application of Radioisotopes, Elsevier, Amsterdam, (1986).
- Gardner, R.P. and Ely, R.L. Radioisotopes Measurement Applications in Engineering, Reinhold Publishing Company, N.Y. (1967).
- Grifoni, S. Shield against radiations, Patent Number, 4727257 (1988).
- Goldsmith, H. H. Rev. Mod. Phys., 19, 259 (1947).
- Google Akademic, 2017 <https://scholar.google.com.tr/> (Erişim tarihi: 26.11.2017)
- Görmez, E. 2012. GEANT4 ve FLUKA Monte Carlo simülasyon kodları kullanılarak bazı minerallerin Am-241/Be nötron kaynağının zırhlı olması için kullanılabilirliklerinin değerlendirilmesi, Ağrı İbrahim Çeçen Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ağrı, 74s.
- Guthoff M., Brovchenko O., De Boer W., Dierlamm A., Müller T., Ritter A., Schmanau M., Simonis J., Geant4 simulation of a filtered X-ray source for radiation damage studies, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section, Volume 675 (2012)

- Huges, D. J. and Schwartz, R. B., Brookhaven National Laboratory Report BNL, 325, (1958)
- Jamil M., Hyun Yong J., Rhee J.T., Jeon Y.J., GEANT4 Monte Carlo simulation response of parallel plate avalanche counter for fast neutrons detection, Radiation Measurements, Volume 47, Issue 4 (2012)
- Khanna, A., Bhatti, S. S., Singh, K. J., Thind, K. S. Gamma - ray attenuation Coefficients in some borate glasses at 662 keV, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B, 114 (3-4), 217-20, (1996).
- Khater, A. E. M. and Ebaid, Y. Y. A simplified gamma-ray self-attenuation correction in bulk samples, Appl. Rad. and Isotop., 66, 407-13, (2008).
- Kirko, V. I. New composite materials for radiation protection, J. of Mat. of Proces. Tech., 181, 222-24, (2007).
- Korkut,T., Korkut,H., Karabulut,A., Budak,G., A new radiation shielding material: Amethyst ore, Annals of Nuclear Energy, Volume 38, Issue 1 (2011)
- Korkut,T. and Korkut,H., FLUKA Simulations of DPA in 6H–SiC Reactor Blanket Material Induced by Different Radiation Fields Frequently Mentioned in Literature, Journal of Fusion Energy, Article in Press, Doi: 10.1007/s10894-012-9525-5 (2012)
- Korkut,T., Karabulut,A., Budak,G., Aygün B., Gencel O., Hançerlioğulları A., Investigation of neutron shielding properties depending on number of boron atoms for colemanite, ulexite and tincal ores by experiments and FLUKA Monte Carlo simulations, Applied Radiation and Isotopes, Volume 70, Issue 1.(2010)
- Krane, S. K. Şaşer, B. (çeviri). 2002. Nükleer Fizik. Palme Yayıncılık, 835, Ankara
- Littlefield, T.A, Thorley. N, Karadeniz, C. Yaramış, B. (çeviri). , 1973. Atom ve Çekirdek Fiziğine Giriş. İstanbul Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi, 533, İstanbul.
- Lorch, E. A., Int. J. Appl. Rad. Isotop., 24, 585, (1973). Midgley, S., Angular width of a narrow beams for X-ray linear attenuation coefficient measurements, Rad. Phys. and Chem., 75, 945-53, (2006).
- Makineeğitimi, 2016. <https://www.makinaegitimi.com/tr/imalat-metodlari/malzeme-bilgisi/7498.html> (Erişim tarihi: 08.05.2016)
- Mollah, A. S., Ahmad, G. U., Husain, S. R., Measurements of neutron shielding properties of heavy concretes using a Cf-252 source, Nucl. En. and Des., 135

- (3), 321-25, (1992).
- Nükleer akademi, 2017 <http://nukleerakademi.org/nukleer-enerji/dunyada-nukleer-enerji/> (Erişim Tarihi: 01.02.2017)
- Peralta, L. Monte Carlo simulation of neutron thermalization in matter'' Eur. J. Phys. 23, 307–314 (2002).
- Polivka, M. and Davis, H. S. The shielding ability of concrete, ASTM STP 169B, 26, 420-434 (1979).
- Price, B. T., Horton O. O, Spinney K. T., Radiation shielding, Pergamon Press, London-New York (1957).
- Rockwell, T. Reactor shielding design manual, (1. press), D. Van Nostrand Company, Inc., Princeton, New Jersey, (1956).
- Sawkey D., Constantin M., Svatos, M., Comparison of electron scattering algorithms in Geant4, Physics in Medicine and Biology, Volume 57, Number 11 (2012)
- Shera, E. B. and Hafemeister D. W., Phys. Rev. 150, 894, (1966).
- Sidhu, G. S., Singh K., Singh P. S. and Mudahar G. S., Effect of collimator size and absorber thickness on gamma ray attenuation measurements, Rad. Phys. and Chem., 56, 535-537 (1999).
- Singh, C., Singh T., Kumar A., Mudahar G. S., Energy and chemical composition dependence of mass attenuation coefficients of building materials. Ann. of Nucl. En. 31, 1199-1205, (2004a).
- Singh, H., Singh K., Gerward L., Singh K., Sahota, H. S. and Nathuram R., ZnO-PbO-B₂O₃ glasses as gamma-ray shielding materials, Nucl. Inst. and Met. in Phys. Res. B., 207, 257-262, (2003a).
- Singh, H., Singh K., Sharma G., Gerward L., Nathuram R., Lark B. S., Sahota H. S. and Khanna A., Barium and calcium borate glasses as shielding materials for x-rays and gamma-rays, Phys. and Chem. of Glass., 44(1), 5-8, (2003b).
- Singh, K., Singh H., Sharma G., Gerward L., Khanna A., Kumar R., Nathuram R., Sahota, H. S., Gamma - ray shielding properties of CaO-SrO-B₂O₃ glasses. Rad. Phys. and Chem., 72, 225-228, (2005b).

- Singh, N., Aulakh H. S., Allawadhi K. L. and Sood, B. S., J. Phys. 33, 505- 511, (1989).
- Singh, N., Singh K. J., Singh K. and Singh H., Comparative study of lead borate and bismuth lead borate glass systems as gamma-radiation shielding materials, Nucl. Inst. and Meth. in Phys. Res. B., 225, 305-309 (2004b).
- Singh, S., Kumar A., Singh D., Singh K. J. and Mudahar G. S., Barium- borate-fly ash glasses: As radiation shielding materials, Nucl. Inst. and Meth. in Phys. Res. B., 140-146, (2008).
- Singh, N., Singh R., Singh K. J. and Singh K., Gamma-ray properties of and bismuth borosilicate glasses, Glass Tech., 46(4), 311-314,(2005a).
- Singh, N., Singh K.J., Singh K. and Singh H., Gamma-ray attenuation studies of PbO-BaO-B₂O₃ glass system, Rad. Meas., 41, 84-88, (2006).
- Şarer, B. Nükleer Fizik 2, Palme Yayıncılık, Ankara, Türkiye (2002).
- Tuğrul, A.B., A New Approach for Calculating the Geometry Factor for Flow Measurements with Radioactive Tracers Kerntechnik, Vol.68, No.260, 638-640 (1995).
- Turhan, A. 2008. Borlamanın Paslanmaz Çeliğin Radyasyon Zırhlama Özelliğine Etkisinin Araştırılması. Yüksek Lisans Tezi, Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Isparta.
- Turgut, Ü., Şimşek, Ö., Büyükkasap, E., and Ertuğrul, M., X-ray attenuation measurements for photon energies 4,508-13,375 keV in Cu, Cr and their compounds and the validity of mixture rule, Analy. Chi. Acta., 515, 349-352 (2004).
- Turgut, Ü., Büyükkasap, E., Şimşek, O., Ertuğrul, M. X-ray attenuation coefficients of Fe compounds in the K-edge region at different energies and the validity of mixture rule, J. of Quan. Spec. and Rad. Trans., 92, 143-151, (2005).
- Topçu, İ. B., Beton teknolojisi, Eskişehir, sayfa 319-334, (2006).
- Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (Anonim 2017), <http://www.taek.gov.tr/>, (08- 04- 2017)
- Uluslar arası Atom Enerjisi Ajansı, Eylül (Anonim 2016). http://www.tasam.org/tr-TR/Icerik/1080/uluslararası_atom_enerjisi_ajansı (19-11-2016)
- Yaramış, B. ,1985. Nükleer Fizik. İTÜ Fen Edebiyat Fakültesi, 257, İstanbul.

- Yarar, Y., Türk Kolemanitlerinin nötronlara karşı taşınabilir beton zırhlama bloklarında kullanımı, (Yüksek Lisans Tezi), İ.T.Ü., Nükleer Enerji Enstitüsü, (1987).
- Yarar, Y., Kolemanitli Betonların Nötron Zırhlama Etkinliğinin ve aktivitesinin incelemesi, (Doktora Tezi), İ.T.Ü., Nükleer Enerji Enstitüsü (1994).
- Yarar, Y. and Bayülken, A., Investigation of neutron shielding efficiency and radioactivity of concrete shields containing colemanite, J. of Nucl.Mat., 212-215, 1720–1720 (1994).
- Zazula, J. M. and Tesch, K., Analysis of the transverse shielding problem at proton accelerators using a hadronic cascade code with low energy particle modules, Nucl. Inst. and Meth. in Phys. Res., 279-294 (1990).

7. ÖZGEÇMİŞ

Ferit Ahmet ORBEYİ 1983 yılında Trabzon'da doğdu. İlk, orta, lise öğrenimini Trabzon'da tamamladı. 2001 yılında girdiği Deniz Harp Okulu Makine Bölümü'nden 2006 yılında mezun oldu. 2014-2018 yılları arasında, Sinop Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Disiplinler arası nükleer enerji ve enerji sistemleri Anabilim Dalı'nda Yüksek Lisans öğrenimine başladı ve halen devam etmektedir.

