

LAPPEENRANNAN TEKNILLINEN YLIOPISTO

Teknillinen tiedekunta

Ympäristötekniikan koulutusohjelma

**KEHITTYNEIDEN YDINPOLTTOAINEKIERTOJEN
YMPÄRISTÖVAIKUTUSTEN JA TALOUDELLISUUDEN
ARVIOINTIA**

Työn tarkastajat: Professori, Riitta Kyrki-Rajamäki

Professori, Risto Soukka

Työn ohjaajat: Professori, Riitta Kyrki-Rajamäki

Professori, Risto Soukka

Lappeenrannassa 4.5.2011

Otso-Pekka Kauppinen

TIIVISTELMÄ

Lappeenrannan teknillinen yliopisto
Teknillinen tiedekunta
Ympäristötekniikan koulutusohjelma

Otso-Pekka Kauppinen

Kehittyneiden ydinpolttoainekiertojen ympäristövaikutusten ja taloudellisuuden arviointia

Diplomityö

2011

174 sivua, 49 kuvaa, 14 taulukkoa ja 6 liitettä

Tarkastajat: Professori, Riitta Kyrki-Rajamäki
Professori, Risto Soukka

Hakusanat: Kehittyneet ydinpolttoainekierrat, korkea-aktiivinen jäte, käytetty ydinpolttoaine, ympäristövaikutukset, radioaktiiviset päästöt

Keywords: Advanced Nuclear Fuel Cycle, High Level Waste, Spent Nuclear Fuel, Environmental Impacts, Radioactive Emissions

Kaikkein yleisin käytössä oleva ydinpolttoainekierto on nykyisin avoin, jossa käytetty ydinpolttoaine loppusijoitetaan suoraan ilman jälleenkäsittelyä. Nykyisin kehitteillä olevat uuden sukupolven ydinreaktorit ovat kuitenkin pääosin suunniteltu osittain tai kokonaan suljetuille ydinpolttoainekiertoille, jossa käytetty polttoaine jälleenkäsitellään ja osa materiaaleista kierrätetään. Tämän työn tavoitteena oli arvioida näitä kehittyneitä ydinpolttoainekiertoja ympäristövaikutusten ja taloudellisuuden suhteen. Työn yleisluonteista vertailua varten valittiin neljä erilaista kehittyneitä polttoainekiertoa, joita verrattiin avoimeen polttoainekiertoon erilaisten parametrien avulla. Parametreinä käytettiin muun muassa uraanin kulutusta, loppusijoitettavan jätteen määrää, aktiivisuutta ja lämmöntuottoa sekä käytönaikaisten radioaktiivisten päästöjen määrää. Yleislounteisen arvioinnin lisäksi työssä tarkasteltiin polttoainekiertoa myös Suomen näkökulmasta. Nykyistä polttoainekiertoa verrattiin kahteen erilaiseen tulevaisuuden versioon. Kestävän kehityksen osalta kehittyneet polttoainekierrat vähensivät ympäristövaikutusten määrää avoimeen polttoainekiertoon verrattuna. Kehittyneiden polttoainekiertojen kustannukset olivat avoimen polttoainekierron kustannuksia suuremmat. Kokonaiskustannuksissa ero oli kaikilla vertailuskenaarioilla alle 20 %, mutta polttoainekiertokustannuksissa kustannusten kasvu oli välillä 27-45 % riippuen skenaariorista. Suomen tapauksessa tulokset olivat hyvin samankaltaisia. Uraanin kulutus ja loppusijoitettavan jätteen määrä väheni kehittyneempien polttoainekiertojen johdosta. Polttoainekiertokustannukset nousivat noin puolitoistakertaisiksi, mutta vaikutus kokonaiskustannuksiin oli vain noin 10 %. Johtopäätöksenä voidaan todeta, että ydinpolttoainekierron ympäristövaikutuksia on mahdollista vähentää osittain tai kokonaan suljettujen polttoainekiertojen avulla. Vaikka polttoainekierron kustannukset kasvavat, niiden vaikutus ydinsähkön kokonaiskustannuksiin ei ole niin merkittävä.

ABSTRACT

Lappeenranta University of Technology
Faculty of Technology
Degree Programme in Environmental Technology

Otso-Pekka Kauppinen

Economical and Environmental evaluation of Advanced Nuclear Fuel Cycles

Master's Thesis

2011

174 pages, 49 figures, 14 tables and 6 appendices

Examiners: Professor, Riitta Kyrki-Rajamäki
Professor, Risto Soukka

Keywords: Advanced Nuclear Fuel Cycle, High Level Waste, Spent Nuclear Fuel, Environmental Impacts, Radioactive Emissions

Today most common nuclear fuel cycle used is open once-through fuel cycle in which spent nuclear fuel is disposed directly without any reprocessing. However, future nuclear energy systems which are now under development are planned to utilize mainly partly or fully closed fuel cycles where reusable compounds from spent nuclear fuel are recycled back to fuel fabrication process. In this work the object was to evaluate and compare environmental impacts and economy of advanced nuclear fuel cycles. For general comparison four different advanced nuclear fuel cycle scenarios were chosen and compared to open fuel cycle with different sustainability and economic parameters. Considered parameters were uranium consumption, amount of high level waste and its radioactivity and decay heat, and total radioactive emissions. In addition to the general comparison Finland's nuclear fuel cycle was also examined as a case study. Present nuclear fuel cycle was compared with two different advanced versions. Regarding sustainability the results indicate that with advanced fuel cycles environmental impacts can be reduced compared with once-through fuel cycle. Fuel cycle costs were generally higher in advanced fuel cycles compared to once-through fuel cycle. Total costs of all advanced scenarios were less than 20 % higher compared to reference scenario. Fuel cycle costs were 27-45 % higher depending on the scenario. In Finland case the results were very similar. Uranium consumption and amount of high level waste decreased because of advanced fuel cycles. Fuel cycle costs increased 50-67 %, but the influence in total costs were only about 10 %. As a conclusion, environmental impacts of fuel cycle can be reduced with partly or fully closed fuel cycles. Although fuel cycle costs will increase, influence on the total cost was not so significant.

ALKUSANAT

Aloitin opiskeluni Lappeenrannan teknillisessä yliopistossa syksyllä 2004. Nyt, noin seitsemän vuoden mielenkiintoisten sekä mukavasti päänvaivaa aiheuttavien opintojen jälkeen, kirjoittelen tässä diplomityöni alkusanoja kevyin mielin ja ylpeänä saavutuksestani.

Tämä diplomityö on toteutettu Suomen Akatemian rahoituksella kestävän energian tutkimusohjelman (SusEn) uuden sukupolven reaktorit (NETNUC) -projektille. Työ on kirjoitettu Lappeenrannan teknillisellä yliopistolla ja työn tarkastajina ja ohjaajina toimivat professorit Riitta Kyrki-Rajamäki sekä Risto Soukka. Heitä haluan kiittää hyvisistä ja rakentavista kommentteista ja neuvoista työni aikana sekä ylipäättänsä tästä saamastani mahdollisuudesta.

Lisäksi haluan kiittää Lappeenrannan teknillisen yliopiston ydinturvallisuuden tutkimusyksikön sekä ydinvoimatekniikan laboratorion henkilökunnan jäseniä, jotka ovat auttaneet minua käytännön asioissa työni kirjoituksen aikana sekä luoneet hyvän työilmapiirin työni toteuttamiseen.

Kiitos myös ystäväilleni, opiskelutovereilleni ja perheelleni hyvästä taustatuesta opintojeni aikana sekä Nikelle mukavista ja mieltä avartavista kävelylenkeistä.

Lappeenrannassa 4.5.2011

Otso-Pekka Kauppinen

SISÄLTÖ

1 JOHDANTO	8
1.1 Energiantuotannon haasteet.....	8
1.2 Ydinvoiman kehitys	9
1.3 Ydinvoimalaitosten neljäs sukupolvi	11
1.4 Tämän työn tavoite ja sisältö	13
2 YDINPOLTTOAINEKIERTO.....	16
2.1 Uraaniresurssit	18
2.2 Uraanin louhinta.....	21
2.3 Uraanin konversio ja isotooppiirikastus	22
2.3.1 Konversioprosessi	23
2.3.2 Uraanin isotooppiirikastus	24
2.4 Polttoaine-elementtien valmistus	26
2.5 Reaktori	28
2.5.1 Ydinreaktoreiden toiminta	28
2.5.2 Käytetty ydinpolttoaine	30
2.6 Käytetyn ydinpolttoaineen varastointi	32
2.7 Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely ja kierrätys	33
2.7.1 Jälleenkäsittely	34
2.7.2 Uraanin kierrätys	36
2.7.3 Plutoniumin kierrätys	37
2.8 Radioaktiivisen jätteen käsittely	38
2.8.1 Geologinen loppusijoitus	40
2.8.2 Transmutaatio.....	41
2.9 Ydinpolttoainekierron kuljetukset.....	43
2.10 Erilaisia polttoainekiertoja.....	44
3 YDINPOLTTOAINEKIERRON YMPÄRISTÖVAIKUTUKSET	47
3.1 Uraanin louhinta.....	47
3.2 Konversio.....	49
3.3 Isotooppiirikastus	51

3.4 Polttoaine-elementtien valmistus	51
3.5 Reaktori	53
3.6 Varastointi ja kuljetukset	54
3.7 Jälleenkäsittely	55
4 VERTAILTAVAT POLTTOAINEKIERTOVAIHTOEHDOT	58
4.1 Perusskenaario	59
4.2 Ensimmäinen vertailuskenaario	60
4.3 Toinen vertailuskenaario	61
4.4 Kolmas vertailuskenaario	62
4.5 Neljäs vertailuskenaario	63
5 SKENAARIOIDEN MASSAVIRRAT	64
5.1 NFCSS – laskentaohjelma	64
5.2 Massavirtojen mallinnus NFCSS-ohjelmalla	65
5.3 Tulokset	68
5.4 Ydinjätteen aktiivisuus ja lämmöntuotanto	77
5.5 Tulosten pohdiskelua	81
5.6 Yhteenveto	85
6 RADIOAKTIIVISET PÄÄSTÖT	87
6.1 Elinkaariarvioinnin toteutus	87
6.1.1 Elinkaariarvioinnin rajausta	87
6.1.2 Tietotyypit, tiedon lähteet sekä lähtötietojen laatuvaatimukset	88
6.1.3 Eri skenaarioiden vertailtavuus	89
6.1.4 Vaikutusarviointi	89
6.2 Yksikköprosessien kuvaus	89
6.3 Tulokset	94
6.4 Tulosten pohdiskelua	101
6.5 Yhteenveto	103

7 TALOUDELLINEN TARKASTELU	104
7.1 Kustannuskomponentit ja yksikköhinnat	104
7.1.1 Polttoainekierron alkuosa	106
7.1.2 Polttoainekierron loppuosa	109
7.1.3 Reaktorit ja kuljetukset	112
7.2 Tulokset	114
7.3 Herkkyystarkastelu.....	119
7.4 Yhteenveto.....	125
8 SUOMISKENAARIO.....	127
8.1 Suomen sähköntuotanto ja -kulutus	127
8.2 Ydinvoimateollisuus Suomessa	128
8.2.1 Ydinvoimalaitokset.....	129
8.2.2 Ydinjätehuolto.....	131
8.2.3 Uraanin tuotanto	132
8.3 Suomen ydinvoimasektori tulevaisuudessa	134
8.3.1 Suomen ydinvoimakapasiteetin arvioitu kehitys ja muita oletuksia	134
8.3.2 Erilaiset tulevaisuuden versiot	136
8.4 Tulokset	137
8.5 Taloudellinen tarkastelu	144
8.5.1 Laskenta	144
8.5.2 Tulokset	150
8.5.3 Herkkyystarkastelu	155
8.6 Yhteenveto.....	158
9 YHTEENVETO.....	160
LÄHTEET	164

LIITELUETTELO

- Liite I.** Polttoaineiden koostumukset eri skenaarioissa
- Liite II.** ORIGEN2.2-syöte perusskenaarion korkea-aktiivisen ydinjätteen radioaktiivisuuden ja lämmöntuotannon laskemista varten
- Liite III.** GaBi 4.4:n järjestelmäkuvat eri skenaarioille
- Liite IV.** Ydinpolttoainekierron kustannuskomponenttien yksikköhinnat
- Liite V.** Arvio Suomen reaktorikokoonpanon muutoksesta ajan suhteen
- Liite VI.** Suomen ydinvoimaskenaarion arvioinnissa käytettyjen reaktoreiden ominaisuuksia

SYMBOLI- JA LYHENNELUETTELO

Lyhenteet

ADS	Kiihdytinreaktori (Acceleration Driven System)
BWR	Kiehausvesireaktori (Boiling Water Reactor)
CAIN	NFCSS:n sisäinen laskentaohjelma, joka laskee yksittäisten nuklidien osuudet polttoaineessa (Calculation of Actinide Inventory)
CANDU	Kanadalaisten kehittämä raskasvesireaktori
CEA	Ranskan atomienergiakomissio
DepU	Köyhdytetty uraani (Depleted Uranium)
EFR	Eurooppalainen nopea reaktori (European Fast Reactor)
EnrU	Rikastettu uraani (Enriched Uranium)
EPR	Eurooppalainen painevesireaktori (European Pressurized Water Reactor)
Euratom	Euroopan atomienergiayhteisö (European Atomic Energy Community)
FE	Fennovoiman reaktoriyksikkö
FP	Fission tuotteet (Fission Products)
FR	Nopea reaktori (Fast Reactor)
GIF	Neljännän fissiosukupolven kansainvälinen foorumi (Generation IV International Forum)
HLW	Korkea-aktiivinen jäte (High Level Waste). Tarkoittaa tässä työssä loppusijoitettavia fissiotuotteita ja aktinideja.
IAEA	Kansainvälinen atomienergiajärjestö (International Atomic Energy Agency)
INL	Idahon kansallinen laboratorio (Idaho National Laboratory)
IPCC	Hallitustenvälinen ilmastonmuutospaneeli (International Panel of Climate Change)
LO	Loviisan reaktoriyksikkö
LWR	Kevytvesireaktori (Light Water Reactor)
MA	Sivuaktinidit (Minor Actinides)

MOX	Uraani- ja plutoniumdioksidi polttoaine (Mixed OXide fuel)
NatU	Luonnonuraani (Natural Uranium)
NEA	OECD:n ydinenergiajärjestö (Nuclear Energy Agency)
NFCSS	IAEA:n kehittämä polttoainekierron simulointiohjelma (Nuclear Fuel Cycle Simulation System)
OECD	Taloudellisen yhteistyön ja kehityksen järjestö (Organisation for Economic Co-operation and Development)
OL	Olkiluodon reaktoriyksikkö
ORNL	Oak Ridgen kansallinen laboratorio (Oak Ridge National Laboratory)
PAP-hakemus	Periaatepäätöshakemus
PUREX	Ydinpolttoaineen jälleenkäsittelymenetelmä, jossa erotetaan uraani ja plutonium (Plutonium-Uranium Extraction)
PWR	Kiehusvesireaktori (Pressured Water Reactor)
SNF	Käytetty ydinpolttoaine (Spent Nuclear Fuel)
SWU	Rikastustyon mitta (Separative Work Unit)
TVO	Teollisuuden Voima Oyj
U ₃ O ₈	Uraanirikaste (‘‘yellow cake’’)
UF ₆	Uraaniheksafluoridi
UNSCEAR	Yhdistyneiden kansakuntien ionisoivan säteilyn vaikutusten tieteellinen komitea (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation)
UO ₂	Uraanidioksidi
UREX+	Ydinpolttoaineen jälleenkäsittelymenetelmä
USD	Yhdysvaltain dollari

Symbolit

B	Palama	[GWd/kg]
E	Sähköenergia	[MWh]
H	Polttoainekierto-prosessin yksikköhinta	[€/kg], [€/SWU]
I	Investointikustannus	[€]
IR	Rakennusaikainen investointi	[€]
K	Kustannukset tuotettua sähköenergiaa kohti	[€/MWh]
KK	Käyttö- ja kunnossapitokustannus	[€]
L	reaktorin kaupallinen pitoaika	[a]
M	Polttoainekierto-prosessin käsittelemä massaavirta	[kg/a], [SWU/a]
P	Sähköteho	[MW]
PA	Polttoainekustannus	[€]
R_{MOX}	Plutoniumin osuus MOX-polttoaineessa	[-]
R_{UO_2}	Fissiilin uraanin osuus UO_2 -polttoaineessa	[-]
RT	Polttoaineen aika reaktorissa	[d]
r	Kuoletuskerroin, korkokanta	[-]
SP	Polttoaineen tehotiheys	[kW/kg]
t	Aika, rakennusvuosi	[a]

Alaindeksit

i	polttainekierto-prosessi
k	kiinteät käyttö- ja kunnossapitokustannukset
ko	reaktorin käyttöönotto
korot	korkokustannukset
m	muuttuvat käyttö- ja kunnossapitokustannukset
suorat	suorat kustannukset
t	vuosi
tot	kokonais-

1 JOHDANTO

1.1 Energiantuotannon haasteet

Vuonna 2006 energian kokonaiskulutus maapallolla oli yhteensä 490 000 000 TJ. Kulutus on kasvanut keskimäärin 3 % vuodessa 2000-luvun alkuvuosina ja sen on oletettu olevan kaksinkertainen vuonna 2050 vuoteen 2007 verrattuna. Tämän kasvun on oletettu aiheutuvan pääosin talouden ja ihmispopulaation kasvusta sekä hyvinvoinnin leviämisenstä. [VTT 2009, 18–19]

Vuonna 2006 maailmalla kulutetusta energiasta noin 80 % tuotettiin fossiilisilla polttoaineilla kuten öljyllä, maakaasulla sekä hiilellä. Biomassan ja jätteen poltolla energiasta tuotettiin noin 10 % ja vesivoimalla ja muilla uusiutuvilla polttoaineilla noin 3 %. Noin 6 % tuotettiin ydinvoimalla. Fossiilisten polttoaineiden määrä maapallolla on rajallinen ja öljyn, maakaasun sekä hiilen arvioidaan loppuvan jo seuraavan parin sadan vuoden aikana. [VTT 2009, 19, 231, 236, 239]

Fossiilisilla polttoaineilla tuotetun energian ympäristövaikutuksista eritoten kasvihuoneilmiön voimistuminen on viime vuosina nähty suurimpana uhkana maapallon tulevaisuudelle. IPCC:n (International Panel of Climate Change) mukaan energian tuotannosta aiheutuvia hiilidioksidipäästöjä on vähennettävä jopa 50 - 85 % vuoden 2000 tasosta vuoteen 2050 mennessä, jotta lämpötilan keskimääräinen nousu saataisiin rajoitettua 2,0-2,4 °C:seen. Maailman kasvihuonekaasupäästöistä noin 60 % syntyy energiasektorilla pääosin hiilen, öljyn ja maakaasun poltosta. Keinoja kasvihuonekaasupäästöjen vähentämiseksi ovat kulutuksen vähentäminen tai uuden teknologian käyttöönotto niin tuotteissa kuin energiantuotannossakin. Kulutuksen laskemisessa ongelmia aiheuttaa monen kehitysmaan teollistuminen, joka tulee lisäämään energian kulutusta nykyisestä (nykyisin esimerkiksi Kiina ja Intia). Uuden teknologian käyttöönotolla tarkoitetaan esimerkiksi nykyisten energian tuotantomuotojen tehokkuuden tai kokonaan uusien energiantuotantomuotojen kehittämistä ja tuotteiden energian käytön tehostamista. [VTT, 27–32]

Edellä mainitut seikat huomioon ottaen hiili, öljy ja maakaasu eivät pysty kattamaan ihmiskunnan energian tarvetta loputtomiin ja niiden aiheuttamien kasvihuonekaasupäästöjen ovat katsottu olevan liian suuret ilmaston lämpenemisen kannalta. Useita vaihtoehtoisia ja uusiutuvia energiamuotoja on tutkittu ja tutkitaan. Etenkin uusiutuvat ja mahdollisimman pienipäästöiset energiamuodot, kuten tuulivoima, aurinkoenergia, vesivoima ja bioenergia, saavat tulevaisuuden energiatuotantoskenaariossa yhä suuremman roolin. [VTT, 342–344]

Myös ydinenergialla on hyvät mahdollisuudet olla tulevaisuudessa yksi näistä vaihtoehtoisista energiamuodoista, koska ydinvoiman käytöstä aiheutuvat CO₂-päästöt ovat pienet fossiilisiin polttoaineisiin verrattuna. Ydinvoiman käyttöä rajoittavia tekijöitä ovat muun muassa ydinenergian käytöstä aiheutuvat radioaktiiviset jätteet sekä mahdolliset onnettomuustilanteet ja niistä syntyvät päästöt. Lisäksi uraania on fossiilisten polttoaineiden tapaan maapallolla rajattu määrä. Tunnistetuilla uraaniresursseilla uraanin riittävyys on arvioitu muutamaksi sadaksi vuodeksi, jos kulutus pysyy vuoden 2006 tasolla eikä uudentyypisiä voimalaitoksia kehitetä. [VTT 2009, 198-210, 257] Ydinenergian käytöstä aiheutuvan korkea-aktiivisen jätteen ja käytetyn polttoaineen turvallista loppusijoittamista on tutkittu ja erilaisia jälleenkäsittelytapoja on kehitelty [Marshall 1983, 313–316]. Pisimmälle viety ehdotus on geologinen loppusijoitus, jossa jäte ja käytetty polttoaine eristetään pois luonnosta syvälle maan uumeniin, mutta ensimmäistäkään loppusijoituspaikkaa ei ole vielä avattu. [VTT 2009, 208]

1.2 Ydinvoiman kehitys

Tutkimuksen ydinenergian hyödyntämisestä energiantuotannossa katsotaan alkaneen toisen maailmansodan jälkeen, kun tutkimus siirtyi aseellisuudesta ydinvoiman rauhanomaiseen käyttöön. Aluksi ydinenergiaa kehiteltiin laivojen ja sukellusveneiden energianlähteeksi ja myöhemmin tuottamaan energiaa valtakunnalliseen sähköverkkoon. Kaupallinen ydinvoiman käyttö alkoi 1950-luvun lopun tienoilla, kun ensimmäiset kaupalliset ydinreaktorit käynnistettiin tuottamaan sähköä yhteiskunnan tarpeisiin. Ensimmäiset maat, jotka aloittivat ydinsähkön tuotannon suurin piirtein samoihin ai-

koihin, olivat Ranska, Yhdysvallat, Iso-Britannia, Kanada ja Neuvostoliitto. 1960-luvulla reaktorien määrä ja koko kasvoi nopeasti ja ydinvoimasta alettiin kiinnostua yhä useammissa maissa. Kasvu jatkui aina 1970-luvun loppuun asti, kunnes Three Mile Islandin ja Chernobylin ydinvoimalaonnettomuudet vuosina 1979 ja 1986 pysäyttivät ydinvoimarakentamisen Aasiaa lukuun ottamatta miltei kokonaan. Vaikka useat maat jäädyttivät ydinvoimalahankkeensa ja ydinvoimateollisuus joutui pysähdystilaan aina noin 2000-luvun alkuun asti, niin jo käytössä olevien reaktorien kehittämistä kuitenkin jatkettiin. Kehittäminen tarkoitti muun muassa reaktoreiden tehokkuuden ja kapasiteetin kasvattamista. [Kok 2009, 5–7; WNA 2010a]

Vuoden 2009 alussa ydinreaktoreita oli toiminnassa 30 valtiossa yhteensä 438 kappaletta ja niiden kokonaissähköteho oli 372 GW_e [NEA 2010, 59]. Kaikki reaktorit on käytännössä tarkoitettu sähköntuotantoon, ja niiden osuus koko maapallon sähkön tuotannosta oli noin 15 %. Suurin osa reaktoreista on keskittynyt Yhdysvaltoihin, Eurooppaan ja Koillis-Aasiaan. Eniten reaktoreita on Yhdysvalloilla, kun taas ydinenergian osuus sähkön kokonaistuotannosta on suurin Ranskalla. [VTT 2009, 198]

Suurin osa vuoteen 2009 asti toiminnassa olleista ja nykyään toiminnassa olevista kaupallisista reaktoreista on kevytvesireaktoreita. Kevytvesireaktorit on yleisimmin jaoteltu niiden toimintapaineen ja veden olomuodon mukaan joko painevesireaktoreiksi tai kiehutusvesireaktoreiksi. Näiden osuus nykyisistä reaktoreista on peräti 81 % (60 % painevesireaktoreita ja 21 % kiehutusvesireaktoreita). Kolmanneksi yleisin reaktori-tyyppi on Kanadassa kehitetty ja yleisimmin käytetty raskasvesireaktori (CANDU). Sen osuus maapallon kaikista reaktoreista on yli 10 %. Lopuista reaktoreista suurin osa on joko Isossa-Britanniassa kehitettyjä ja käytettyjä kaasujäähdytteisiä reaktoreita tai Venäjällä kehitettyjä ja käytettyjä vesijäähdytteisiä ja hiilhidasteisia reaktoreita. Suomen kaikki reaktorit ovat kevytvesireaktoreita. Olkiluodon molemmat reaktorit ovat kiehutusvesireaktoreita ja Loviisan molemmat reaktorit puolestaan ovat painevesireaktoreita. Olkiluotoon rakennettava kolmas yksikkö on Loviisan tapaan painevesireaktori. [Kok 2009, 7–8]

1.3 Ydinvoimalaitosten neljäs sukupolvi

Edellä kerrottujen ongelmien vuoksi nykyisin käytössä olevat reaktorikonseptit sekä käytetty ydinpolttoainekierto eivät pysty vielä tarjoamaan uraanin käytön ja ydinjätteen loppusijoituksen kannalta ympäristölle tarpeeksi kestävää ratkaisua. Siihen tarvitaan uuden sukupolven reaktoreita ja erilaista polttoainekiertoa, niin sanottuja neljännen sukupolven laitoksia.

Ydinreaktoreiden kehitystä on kuvattu erilaisilla sukupolvilla pitkin niiden kehityshistoriaa sen mukaan kuinka edistyneitä reaktorikonseptit ovat olleet. Ensimmäisen sukupolven reaktoreiksi lasketaan yleensä 1950-luvulla ja 1960-luvun alussa rakennetut alle 100 MW:n prototyyppireaktorit. Toisen sukupolven reaktoreiksi kutsutaan 1960-luvun lopulta 1990-luvulle kattavan aikavälin kaupallisia reaktoreita, joiden teho oli satoja megawatteja. Suurin osa nykyisin käytössä olevista kevytvesireaktoreista ovat toisen sukupolven reaktoreita. Kolmannen sukupolven (ja sukupolven III+) katsotaan alkaneen 2000-luvun alusta ja sen ennustetaan jatkuvan aina 2020-luvulle. Nykyään rakentamisvaiheessa olevat reaktorit ovat yleensä tätä tyyppiä. Olkiluotoon rakenteilla oleva EPR (European Pressurized Reactor) -reaktori lasketaan III+ - sukupolveen kuuluvaksi. Kolmannen sukupolven ero aiempiin malleihin on muun muassa niiden standardoiduissa ja yksinkertaisemmissa malleissa, parannetuissa turvallisuusominaisuuksissa sekä paremmassa hyötysuhteessa. Seuraavaksi tulevat neljännen sukupolven reaktorit ovat nyt kehitysvaiheessa, ja niiden oletetaan olevan valmiita kaupalliseen käyttöön vuoden 2030 jälkeen. [VTT 2009, 201]

Heinäkuussa vuonna 2001 yhdeksän valtiota perusti kansainvälisen foorumin (Generation IV International Forum, GIF) neljännen fissiosukupolven tutkimusta ja kehitystä varten. Myöhemmin mukaan liittyi vielä kolme muuta maata sekä Euratom niin, että jäsenmäärä on tällä hetkellä yhteensä 12 valtiota (mm. Yhdysvallat, Venäjä ja Kiina) sekä Euratom. Euratomin kautta myös Suomi on mukana. [Bennett et al. 2008, 2] Vuonna 2002 GIF julkaisi suunnitelmansa neljännen sukupolven tavoitteista ja valitsi jatkotutkimuksia varten kuusi reaktorityyppiä, joiden avulla tavoitteet tulisi saavuttaa. Neljännen fissiosukupolven tavoitteet GIF jakoi neljään ryhmään: kestävä kehityksen mukainen käyttö, talous, turvallisuus ja luotettavuus sekä ydinmateriaalien väärinkäy-

tön estäminen ja fyysinen suoja. Taulukossa 1 on tarkemmin määritelty eri ryhmiin kuuluvia tavoitteita. [GIF 2002, 1–2]

Taulukko 1. GIF:n neljännen ydinreaktorisukupolven tavoitteet. [GIF 2002, 1-2]

Tavoitteet	Menetelmät tavoitteiden saavuttamiselle
Kestävä kehitys	<ul style="list-style-type: none"> - parantaa luonnonuraanin riittävyyttä kierrättämällä käytettyä polttoainetta - korvata ympäristölle haitallisempia polttoaineita ydinvoimalla tuotetulla sähköllä ja vedyllä - vähentää ydinjätteen määrää ja sen tuottamaa jälkilämpöä - vähentää merkittävästi loppusijoitettavan ydinjätteen myrkyllisyyttä ja elinikää
Talous	<ul style="list-style-type: none"> - lisätä ydinvoimalaitoksien ja polttoainekierron tehokkuutta - vähentää ydinvoimalaitoksien taloudellista riskiä kehittämällä rakennus- ja valmistustekniikoita - tuottaa ydinvoimalaitoksissa sähkön lisäksi muita tuotteita, kuten muun muassa vetyä, vettä ja lämpöä
Turvallisuus ja luotettavuus	<ul style="list-style-type: none"> - lisätä luontaisten turvallisuusmekanismien, jyrkevien rakenteiden ja läpinäkyvien turvallisuusominaisuuksien käyttöä - parantaa yleisön käsitystä ydinvoimalaitosten turvallisuudesta
Ydinmateriaalien väärinkäyttö ja fyysinen kestävyys	<ul style="list-style-type: none"> - ylläpitää jatkuvaa ja tehokasta suojausta ydinmateriaalien väärinkäyttöä vastaan - parantaa uusien ydinreaktoreiden fyysisiä rakenteita

Jatkotutkimuksiin valittujen kuuden reaktorityypin joukko koostuu erilaisista reaktoreille. Joukossa on termisiä ja nopeita reaktoreita, jotka voivat hyödyntää erilaisia energianmuuntotekniikoita ja suljettua tai avointa polttoainekiertoa. Lisäksi reaktorin koot vaihtelevat pienistä patterireaktoreista (noin 1 ~ 100 MW) varsin suuriin monu-

mentaalisiin (noin 500 ~ 1500 MW) reaktorityyppeihin. Nämä kuusi reaktorityyppiä ovat kaasujäähdytteinen nopea reaktori (GFR), lyijyjäähdytteinen nopea reaktori (LFR), sulasuolareaktori (MSR), natriumjäähdytteinen nopea reaktori (SFR), superkriittinen vesijäähdytteinen reaktori (SCWR) ja korkealämpötilareaktori (VHTR). Yksi GIF:n tavoitteista on saada nämä kaikki laajaan kaupalliseen levitykseen vuoteen 2030 mennessä. [GIF 2002, 14–16]

Jotta kaikki GIF:n tavoitteet voitaisiin saavuttaa, reaktorikonseptien lisäksi myös ydinvoimalaitosten polttoainekierto vaatii siirtymistä nykyisin pääasiassa käytössä olevasta avoimesta polttoainekierrosta suljettuun polttoainekiertoon. Avoimessa polttoainekierrossa käytetty ydinpolttoaine loppusijoitetaan tietyn jäähtymisajan jälkeen ilman jatkokäsittelyä. Suljetussa polttoainekierrossa käytettyä polttoainetta jälleenkäsitellään ja siitä otetaan talteen kaikki uudelleen polttoaineeksi kelpaava materiaali sekä mahdollisesti neutraloidaan osa radioaktiivisuutta aiheuttavista materiaaleista. Kierrättämällä polttoainetta voidaan kasvattaa uraaniresurssien hyödyntämistehokkuutta ja näin parantaa uraaniresurssien riittävyyttä. Loppusijoitettavan korkea-aktiivisen jätteen määrää, aktiivisuutta ja jälkilämpöä voitaisiin lisäksi vähentää, mikä helpottaisi edelleen sen käsittelyä ja vähentäisi loppusijoituskapasiteetin tarvetta. [GIF 2002, 13–14]

1.4 Tämän työn tavoite ja sisältö

Tämän työn tarkoituksena on vertailla erilaisia polttoainekiertovaihtoehtoja, joita on suunniteltu käytettävän neljännen reaktorisukupolven yhteydessä. Tavoitteena on arvioida erilaisten polttoainekiertovaihtoehtojen mahdollisuuksia vastata tulevaisuudessa kestävä kehityksen tavoitteisiin sekä lisäksi arvioida näiden tavoitteiden saavuttamisesta aiheutuvia kustannuksia.

Arvioinnin toteuttamiseksi työssä valitaan muutama polttoainekiertoskenaario ja vertaillaan näitä sopivien vertailuparametrien avulla. Tärkeimpinä vertailuparametreina on työssä käytetty kestävä kehityksen osalta uraaniresurssien kulutusta ja syntyvää käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen määrää, radioaktiivisuutta sekä lämmöntuottoa. Lisäksi työssä on tarkoitus tarkastella ydinpolttoainekierron normaalista

käytöstä aiheutuvia nestemäisten ja kaasumaisten radioaktiivisten päästöjen määrää. Uraanin kulutukset, syntyvän käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen määrät sekä nestemäiset ja kaasumaiset radioaktiiviset päästöt on tarkoitettu määrittämään tuotettua sähköenergian määrää kohden. Loppusijoitettavan jätteen radioaktiivisuutta ja lämmöntuottoa on tarkasteltu ajan suhteen kullekin skenaariolle. Eri skenaarioiden kustannuslaskennan avulla on lisäksi pyritty arvioimaan kuinka paljon uraaniresurssien käytön tehostaminen ja ydinjätteen synnyn vähentäminen tulee maksamaan.

Yleisen arvioinnin lisäksi työssä on tarkoitettu tarkastella erikseen Suomen ydinvoiman tilannetta polttoainekierron kannalta. Tarkoituksena on arvioida Suomen ydinvoimakapasiteetin ja ydinpolttoainekierron kehittymistä tulevina vuosina sekä arvioida uraanin kulutusta ja käytetyn polttoaineen sekä korkea-aktiivisen jätteen määriä erilaisten tulevaisuuden skenaarioiden avulla. Lisäksi skenaarioiden taloudellisuutta on tarkoitettu arvioida kustannuslaskennan avulla.

Luvuissa kaksi ja kolme on esitelty ydinpolttoainekiertoa yleisesti sekä sen eri osaprosesseja. Prosessiesittelyn lisäksi luvuissa annetaan ajankohtainen tilanne maapallon uraaniresursseista, esitellään erilaisia polttoainekierto vaihtoehtoja sekä esitellään ydinpolttoainekierron ympäristönäkökohtia pääasiassa normaalikäytön nestemäisten ja kaasumaisten radioaktiivisuuspäästöjen suhteen.

Luvuissa neljä, viisi, kuusi ja seitsemän käydään läpi eri polttoainekiertoskenaarioiden yleisluonteinen arviointi. Luvussa neljä esitellään työssä arvioitaviksi valitut polttoainekiertoskenaariot. Luku sisältää kaaviokuvan sekä pienen esittelyn kustakin skenaariosta. Luvussa viisi on esitelty massavirtojen mallinnuksessa käytetyt menetelmät ja oletukset sekä lasketut tulokset kulutetuista uraaniresursseista ja syntyneet käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen määristä eri skenaarioille. Luvussa viisi on lisäksi laskettu radioaktiivisuus ja lämmöntuotto ajan suhteen eri skenaarioissa syntyneelle loppusijoitetulle käytetylle polttoaineelle sekä korkea-aktiiviselle jätteelle. Luvussa kuusi on esitetty mallinnus ja tulokset eri skenaarioiden nestemäisille ja kaasumaisille radioaktiivisille päästöille ja luvussa seitsemän on edelleen tarkasteltu vertailtavien skenaarioiden kustannuksia.

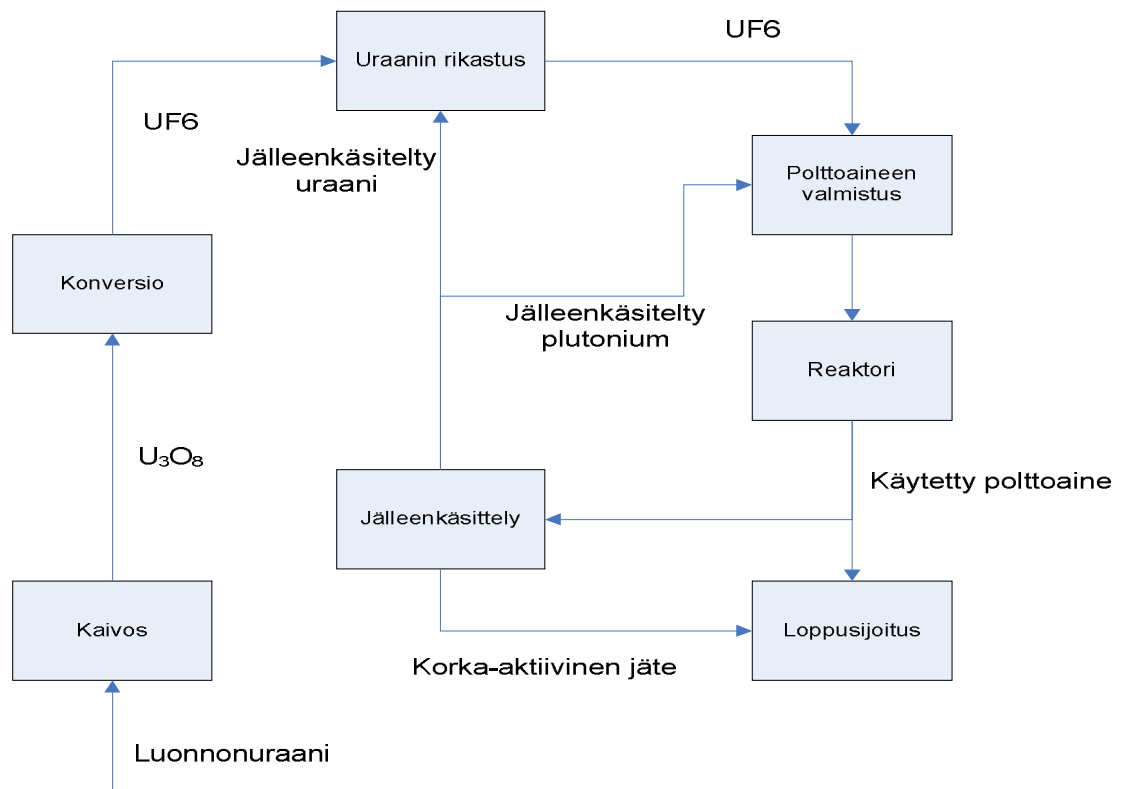
Yleisen arvioinnin jälkeen luvussa kahdeksan on esitelty Suomen ydinvoiman nykyistä tilannetta ja tarkasteltu erilaisia tulevaisuuden skenaarioita. Luvussa on ensin arvioitu uraanin kulutusta ja syntyvän korkea-aktiivisen jätteen määrää ja tämän jälkeen arvioitu tarkasteltavien skenaarioiden kustannuksia. Lopulta lukuun yhdeksän on koottu lopullinen yhteenveto saaduista tuloksista.

2 YDINPOLTTOAINEKIERTO

Ydinvoimalaitokset käyttävät polttoaineen perusraaka-aineena pääsääntöisesti uraania, jota esiintyy laajalti maapallon maaperässä. Maaperän luonnonuraani koostuu pääosin kahdesta uraanin isotoopista, U-235 ja U-238, joista U-235 on suoraan ydinpolttoaineeksi kelpaava isotooppi. Luonnonuraani sisältää myös uraani 238:n hajoamisketjuun kuuluvaa uraanin isotooppia U-234, mutta sen osuus on niin vähäinen, että se tavallisesti jätetään huomiotta. [Cochran et al. 1992, 13-21]

Ydinpolttoaineen kierrolla tarkoitetaan uraanin jalostamista malmista polttoaineeksi ja edelleen käytetyn polttoaineen jatkokäsittelmistä. Tavallisesti ydinpolttoainekierron prosessit on jaettu kahteen osaan: 1) ennen reaktoria tapahtuvat prosessit (louhinta, konversio, isotooppirikastus, polttoaineen valmistus) ja 2) reaktorin jälkeiset prosessit (loppusijoitus, jälleenkäsittely). Kuvassa 1 on esitetty yleinen kaavio ydinpolttoaineen kierrosta ja siihen tavallisesti kuuluvista eri prosesseista. [Cochran et al. 1992, 13-21]

Polttoainekierto alkaa uraani-kaivokselta, jossa uraanimalmi louhitaan, rikastetaan kemiallisesti ja puhdistetaan. Kaivokselta lähtiessä luonnonuraani on olomuodoltaan keltaista puuterimaista jauhetta (uraanirikastetta U_3O_8 , tunnetaan myös nimellä ``yellow cake´´). Koska suurin osa nykyisistä reaktoreista käyttää lievästi U-235 suhteen rikastettua uraania polttoaineena, täytyy luonnonuraani rikastaa ennen käyttöä. Suurin osa uraanin rikastuslaitoksista käyttää menetelmänään kaasudiffuusiota tai kaasusentrifugirikastusta, minkä vuoksi uraani täytyy ennen rikastusta muuntaa kaasumaiseen muotoon uraaniheksafluoridiksi (UF_6). Tämä tapahtuu kuvan 1 konversioprosessissa. Uraanin isotooppirikastus vaatii paljon energiaa ja rikastuksen hinta määräytyy voimakkaasti rikastusasteen mukaan. Isotooppirikastuksen jälkeen uraani kuljetetaan polttoaineen valmistukseen, jossa UF_6 muunnetaan uraanidioksidiksi (UO_2), ja siitä edelleen valmistetaan polttoaine-elementtejä ydinreaktoreihin. [Cochran et al. 1992, 13-21]



Kuva 1. Polttoainekierto kaavio ydinpolttoaineelle. [Cochran et al. 1992, 14]

Reaktorissa polttoaine-elementit tuottavat energiaa muutaman vuoden, kunnes ne poistetaan ja varastoidaan voimalaitosalueella vähintään muutamia vuosia. Varastointi on välttämätöntä ennen jatkokäsittelyä käytetyn polttoaineen radioaktiivisuuden eli säteilytason ja jälkilämmöntuotannon vuoksi. Varastoinnin jälkeen käytetty polttoaine joko loppusijoitetaan tai siirretään jälleenkäsittelylaitokselle. Jälleenkäsittelyssä käytetystä uraanipolttoaineesta voidaan erottaa uudelleen polttoaineeksi kelpaava materiaali, kierrättää se takaisin polttoaineen valmistukseen ja hyödyntää edelleen polttoaineena ydinreaktoreissa. Loppusijoitusvaihtoehdossa polttoaine eristetään jopa sadoiksi tuhansiksi vuosiksi elinympäristöstä ydinpolttoaineelle erityisesti rakennettuihin loppusijoitustiloihin (esimerkiksi syväälle maankuoreen). [Cochran et al. 1992, 13-18]

Polttoainekierto on tärkeänä osana myös polttoaineen varastointi ja kuljetukset kierron aikana sekä prosesseissa syntyvien jätteen käsittely. Nämä prosessit on jätetty pois kuvan 2 kaaviosta. Polttoainekierron on myös olemassa erilaisia variaatioita, joita on esitetty lähemmin luvussa 2.11. Luvuissa 2.2-2.10 on kuvan 2 osaprosesseja käsitelty tarkemmin. [Cochran et al. 1992, 14]

2.1 Uraaniresurssit

Uraani on lievästi radioaktiivinen metalli. Sen ytimen massaluku on suurin kaikista luonnossa esiintyvistä nuklideista. Suurin osa luonnonuraanista koostuu isotoopeista U-238 ja U-235, joista U-238:n osuus on 99,275 paino-% ja U-235:n osuus 0,71 paino-%. Lisäksi luonnonuraanissa on pieni osuus isotooppia U-234 (noin 0,005 paino-%), mutta se jätetään yleensä pienen osuutensa vuoksi huomiotta. Isotooppi 235 on energian tuotannon kannalta tärkeä isotooppi, koska se on ainoa luonnossa esiintyvä aine, joka pystyy ylläpitämään ydinvoiman kannalta tärkeää fissioketjureaktiota. U-235:n määrä luonnonuraanissa on kuitenkin niin vähäinen, ettei se pysty luonnollisissa oloissa ketjureaktion käynnistämiseen saati ylläpitämiseen. Suurin osa nykyisistä reaktoreista käyttääkin polttoaineenaan uraania, joka on rikastettu isotoopin 235 suhteen. [Kok 2009, 245-246]

Kuten aiemmin mainittiin, on luonnonuraani vain lievästi radioaktiivinen. U-238:n puoliintumisaika on $4,47 \cdot 10^9$ vuotta ja U-235:n $7,04 \cdot 10^8$ vuotta [IAEA 2007a, 9]. Uraani säteilee läpitunkevaa gamma-säteilyä ja alfa-säteilyä. Kokkaremuodossa tai jakautuneena maaperän kivilajeihin uraanin säteilystä vain gamma-säteilyllä on merkitystä, koska se pystyy tunkeutumaan paksunkin välikerroksen läpi, kun taas alfa-säteily vaimentuu selvästi voimakkaammin. Uraanin radioaktiiviset tytärnuklidit voivat kuitenkin levitä maaperässä, koska uraanin hajoamisketjuun kuuluu myös kaasumainen radon. Ydinpolttoaineen louhinnassa uraani jauhetaan puuterimaiseksi jatkokäsittelyä varten, mikä lisää uraanin aiheuttamaa säteilyriskiä huomattavasti. Puuterimaisen uraanin riski joutua keuhkoihin tai silmiin aiheuttaa paljon suuremman altistuksen alfa-hiukkasille. Säteilyn lisäksi uraani on myös kemiallisesti varsin myrkyllistä. [Kok 2009, 251]

Uraania esiintyy useimmissa maaperän kivilajeissa ja sen keskimääräinen pitoisuus on luokkaa 2 – 4 ppm ($1 \cdot 10^{-6}$), mutta uraaniesiintymissä pitoisuus on tavallisesti satoja tai tuhansia ppm:iä. Uraania on myös merivedessä keskimäärin pitoisuudella 1,3 ppb ($1 \cdot 10^{-9}$). Maapallolla on useita uraaniesiintymiä, joissa uraanin louhinta on taloudellisesti kannattavaa ja vain nämä esiintymät lasketaan resursseiksi. Näin ollen uraaniresurssien määrä on voimakkaasti riippuvainen louhinnan kustannuksista, uraa-

nin hinnasta ja malmin etsinnän intensiivisyydestä. [Kok 2009, 245-249] Uraania tuotetaan myös sivutuotteena muiden mineraalien louhinnan yhteydessä. [NEA 2010, 52-53] Tavallisesti uraaniresurssit on jaoteltu hyödyntämiskustannusten ja hyödyntämismahdollisuuden mukaan, kuten taulukossa 2 on tehty. Taulukossa todennetut uraanivarat on jaettu järkevästi hyödynnettäviin ja oletettuihin varoihin. Järkevästi hyödynnettävillä uraanivaroilla tarkoitetaan tunnettuja uraaniesiintymiä joiden koko, muoto ja uraanipitoisuus on tarkasti todennettu ja uraani voidaan hyödyntää käytössä olevalla teknologialla. Lisäksi saatavan uraanin määrä voidaan määrittää tarkasti mittauksien ja kokeiden avulla. Oletetuilla uraanivaroilla tarkoitetaan taas niitä uraaniesiintymiä, jotka on arvioitu maantieteellisen todistusaineiston perusteella, eikä tarkempia mittauksia ja kokeita esiintymän ominaisuuksien määrittämiseksi ole tehty, eikä näin ollen tarpeeksi tarkkaa laskelmaa saatavan uraanin määrästä voida tehdä. [NEA 2010, 427-428]

Taulukossa 2 on esitetty maailman tunnistetut uraanivarat vuodelta 2009. Maapallon kokonaisvarantojen on arvioitu olevan noin 5404 tuhatta tonnia uraania (tU), kun hyödyntämiskustannukset ovat alle 130 Yhdysvaltain dollaria tuotettua uraanikilogrammaa kohden. Kaksinkertaisella hyödyntämiskustannuksella varojen on oletettu olevan yli 6306 tuhatta tU. Todentamattomien uraanivarojen vuonna 2008 on arvioitu olevan 10400 tuhatta tU. [NEA 2010, 16]

Taulukko 2. Maailman uraanivarannot (1000 tU) hyödyntämiskustannusten mukaan vuodelta 2009. [NEA 2010, 16]

Hyödyntämiskustannukset	Todennetut uraanivarat (yhteensä)	Järkevästi hyödynnettävät uraanivarat	Oletetut uraanivarat
< USD 260/kgU	> 6306	> 4004	2302
< USD 130/kgU	5404	3525	> 1879
< USD 80/kgU	3742	>2516	1226

Taulukossa 3 on esitetty uraaninresurssien jakautuminen eri maiden kesken sekä suurimmat uraanin tuottajat. Vuonna 2008 uraania tuotettiin yhteensä 43880 tU, joka oli vain 74 % maailman ydinreaktoreiden tarpeesta. Puuttuva uraaniosuus paikattiin jo

aiemmin tuotetulla uraanilla, sekoittamalla rikastuksessa saatua köyhdytettyä uraania sekä ydinaseista saatua korkearikasteista uraania ja hyödyntämällä ydinpolttoaineen jälleenkäsittelystä saatavaa uraania. Australialla on suurin osuus kaikista todennetuista uraanivaroista, mikä käsittää melkein kolmanneksen (31 %) kaikista todennetuista uraanivaroista. Seuraavaksi suurimmat varat löytyvät Kazakstanista, Kanadasta ja Venäjältä. Näiden neljän valtion uraanivarat käsittävät yli puolet maailman hyödynnettävistä uraanivarannoista. Suurimmat uraanin tuottajat ovat Kanada, Kazakstan ja Australia, jotka tuottavat noin 60 % maailman uraanista. Yhteensä vuonna 2008 maapallolla uraania tuotettiin 20 maassa. [NEA 2010, 12, 17, 44-45]

Vuonna 2008 uraanin tarve ydinreaktoreissa oli 59065 tU. Uraanin kulutuksen arvioidaan kuitenkin olevan 61730 tU jo vuonna 2009 ja nousevan vuoteen 2035 mennessä 87370–138165 tU välille. [NEA 2010, 11, 59] Vertaamalla uraanin vuosittaista tarvetta vuoden 2009 todennettuihin kokonaisvarantoihin 5404 tuhatta tU (< USD 130/kgU), voidaan arvioida uraanin riittävän nykyisellä kulutuksella noin 91 vuotta. Kaksi kertaa suuremmilla hyödyntämiskustannuksilla (< USD 260/kgU) uraanin kokonaisvarannoiksi oli laskettu yli 6306 tuhatta tU ja se riittäisi nykyisellä kulutuksella yli 107 vuotta.

Taulukko 3. Maailman suurimpien uraanintuottajavaltioiden osuudet maailman uraanintuotannosta sekä niiden osuus maailman uraanivarannoista. [NEA 2010, 17, 45]

Valtio	Osuus maailman uraanivaroista (< USD 130/kgU) [%]	Osuus maailman uraanintuotannosta vuodelta 2008 [%]
Kanada	9	21
Kazakstan	12	20
Australia	31	19
Namibia	5	10*
Venäjä	9	8
Niger	5	7

* lähteen arvio

2.2 Uraanin louhinta

Uraanin louhintamenetelmät eivät merkittävästi eroa muiden malmien louhintaan käytettävistä menetelmistä. Kaksi merkittävintä uraanin louhinnassa käytettyä menetelmää ovat avolouhinta ja maanalainen louhinta. Näiden lisäksi käytetään myös liuotusmenetelmää (in-situ leaching tai solution mining), joka ei kirjaimellisesti ole louhinta. Vuonna 2008 melkein 90 % uraanista tuotettiin näillä menetelmillä. Näiden kolmen menetelmän lisäksi noin 9 % uraanista tuotettiin jonkin muun mineraalin sivutuotteena. Louhintamenetelmän valinta riippuu muun muassa malmiesiintymän koosta ja sijainnista sekä taloudellisista ja turvallisuuteen liittyvistä seikoista. [Kok 2009, 250; Marshall 1983, 68; NEA 2010, 53]

Avoimessa louhintamenetelmässä louhinta suoritetaan lähellä maanpintaa paljaan tai vaan alla. Tämä menetelmä on käytännöllinen, kun uraaniesiintymä ei ole 200 – 300 metriä syvempänä. Kasvillisuutta sisältävä päällysmaa tavallisesti säilytetään ja käytetään myöhemmin kaivosmontun maisemointiin, kun kaivos suljetaan. Muu irtomaa, joka voi sisältää jonkin verran uraania, siirretään tavallisesti varta vasten rakennetulle alustalle. Kun ylimääräinen maa-aines on saatu pois malmiesiintymän päältä, kaivetaan malmi ylös ja kuljetetaan edelleen jatkokäsiteltäväksi. Kun malmiesiintymä on kulutettu loppuun, tukitaan kaivos siirtämällä aiemmin poistettu irtomaa takaisin ja peittämällä se talteen otetulla päällysmalla. Toinen vaihtoehto on täyttää kaivosmonttu vedellä ja muuttaa se järveksi. Molemmissa tapauksissa tavoite on vähentää kaivoksesta aiheutunutta visuaalista vaikutusta. [Cochran et al. 1992, 29-32; Marshall 1983, 68-69]

Maanalaista louhintamenetelmää on tavallisesti käytetty, jos uraanimalmi on 300 – 3000 metrin syvyydellä. Uraanin maanalainen louhinta toteutetaan kuten muidenkin mineraalien louhinta. Tunneleita kaivetaan malmiesiintymään, jonka jälkeen louhittu malmi nostetaan maanpinnalle jatkokäsittelyyn. Jätekivi sijoitetaan tyhjiin tunneleihin ja louhintavesi pumpataan maan pinnalle. Osa malmista jää tavallisesti louhimatta sortumien pelon vuoksi, mutta merkittävänä etuna avolouhintaan verrattuna on suhteellisen hyvään kuntoon jäävä kaivoksen pinta-alue. [Cochran et al. 1992, 32-33; Marshall 1983, 68-69]

Kolmas uraanin taaleenotossa käytetty menetelmä on liuotusmenetelmä. Menetelmän liuotin koostuu tavallisesti bikarbonaattiliuoksesta, vedestä sekä hapettimena toimivasta liuotetusta hapesta [IAEA 1996, 23]. Menetelmässä liuos syötetään uraanimalmiesiintymään maan pinnalta porausreikiä pitkin. Maan alla syötetty liuotin imeytyy uraanimalmiin ja erottaa siitä uraanin. Liuottimen syöttöreiän viereen poratun toisen reiän kautta uraanista rikastunut liuotin pumpataan takaisin maanpinnalle, jossa uraani edelleen erotetaan liottimesta. Liuotusmenetelmällä on useita etuja tavallisiin louhintamenetelmiin verrattuna. Menetelmästä aiheutuvat kustannukset tulevat paljon pienemmiksi, kun tavallista uraanimalmin louhintaa ja sen kemiallista rikastusta ei tarvita. Useimmat uraanin radioaktiiviset tytärnuklidit jäävät maan alle ja vain noin 5 % malmin radioaktiivisuudesta tulee pinnalle liuoksen mukana. Lisäksi menetelmällä voidaan myös hyödyntää köyhempiä uraaniesiintymiä verrattuna perinteisiin menetelmiin. Haittapuolia on sitä vastoin pohjaveden kontaminoitumisen vaara sekä huonompi erotussuhde (noin 50 % optimaalisesta). [Cochran et al. 1992, 33-34; Marshall 1983, 68-69]

Louhinnan jälkeen uraanimalmi rikastetaan kemiallisesti vielä uraanirikasteeksi (U_3O_8) ennen kuin se on valmis lähtemään jatkokäsittelyyn. Tämä tapahtuu jauhamalla uraanimalmi ensin tasaiseksi jauheeksi ja poistamalla suurin osa orgaanisesta aineksesta. Tämän jälkeen jauheesta erotetaan uraani liuottamalla se esimerkiksi rikkihappoon. Rikkihaposta uraani erotetaan edelleen esimerkiksi ioninvaihtomenetelmällä tai uutamalla. Prosessin lopuksi rikastettu uraanijauhe pestään, lingotaan, kuivataan ja pakataan terästynnyreihin. Edellä kuvattu toimenpide tapahtuu tavallisesti joko kaivoksella tai sen läheisyydessä, jottei uraanimalmia tarvitse kuljettaa pitkiä matkoja. Terästynnyreihin pakatusta lopputuotteesta on uraania tavallisesti yli 80 % ja se tunnetaan yleisesti nimellä ``yellow cake''. [Cochran et al. 1992, 36; Kok 2009, 251]

2.3 Uraanin konversio ja isotooppirikastus

Suurin osa nykyisistä kaupallisista ydinreaktoreista on kevytvesireaktoreita, jotka eivät voi suoraan käyttää luonnonuraania polttoaineenaan vaan se täytyy rikastaa ennen

käyttöä fissiilin U-235 isotoopin suhteen [Cochran et al. 1992, 53]. Nykyisistä kaupallisista rikastuslaitoksista suurin osa käyttää menetelmänä joko kaasudiffuusiota tai kaasusentrifugirikastusta [NEA 2009, 50]. Näin ollen uraani-kaivokselta tuleva luonnonuraani täytyy muuntaa kaasumaiseen muotoon konversioprosessissa ennen rikastusta eli uraaniheksafluoridiksi (UF_6).

Kaivokselta saapuva uraani ei kuitenkaan ole vielä tarvittavan puhdasta reaktoripolttoaineeksi, vaan se sisältää epäpuhtauksia kuten booria, kadmiumia, klooria sekä muita metalleja. Nämä epäpuhtaudet täytyy vielä poistaa ennen uraanin konversiota kaasumaiseen muotoon. [Cochran et al. 1992, 53-54]

2.3.1 Konversioprosessi

Kahdenlaista kemiallista menetelmää on käytetty uraanirikasteen muuntamiseksi kaasumaiseksi UF_6 :ksi, kuivaa menetelmää sekä märkää menetelmää. Peruseriaate on molemmissa menetelmissä sama ja ainoastaan puhdistusmenetelmä on erilainen. Kuivassa menetelmässä puhdistus suoritetaan vasta konversioprosessin jälkeen UF_6 -kaasulle jakotislauksen avulla. Märässä menetelmässä taas epäpuhtaudet uutetaan liottimien avulla pois jo ennen konversioprosessia laitokselle tulevasta uraanista. [Cochran et al. 1992, 55-57]

Itse konversioprosessi sisältää kolme kemiallista perusvaihetta: pelkistyksen, vetyfluorauksen sekä fluorauksen. Pelkistysvaiheessa uraanirikaste syötetään leijukerrosreaktoriin missä se 538-649 °C lämpötilassa vedyn avulla pelkistetään uraanidioksidiksi (UO_2). Vetyfluorauksenvaiheessa UO_2 syötetään uudelleen leijukerrosreaktoriin, missä se 482-538 °C lämpötilassa reagoi vetyfluoridin (HF) kanssa muodostaen vettä (H_2O) sekä uraanitetrafluoridia (UF_4). Viimeisessä vaiheessa UF_4 edelleen muunnetaan UF_6 :ksi korkeassa lämpötilassa fluorikaasun (F_2) avulla. [Cochran et al. 1992, 55-57]

UF_6 on ainut tunnettu uraaniyhdiste, joka on kaasumaisessa muodossa kohtuullisen alhaisilla lämpötiloilla. UF_6 :n alhaisen sulamispisteen (64,05 °C) vuoksi sitä on helppo käsitellä kiinteänä aineena ja prosessoida kaasumaisessa olomuodossa ilman tarvetta

suurille lämpötiloille. Sen sublimointi suoraan kiinteästä olomuodosta kaasuksi onnistuu suhteellisen helposti. Lisäksi fluorilla on vain yksi isotooppi ja sen suhteellisen alhaisen atomipainon vuoksi fluori ei häiritse raskaampia uraanimolekyyliä kaasudiffuusioprosessin aikana. UF_6 on kuitenkin erittäin korrodoivaa tavallisten metallien suhteen, eikä sovi yhteen orgaanisten aineiden ja veden kanssa. Näiden syiden vuoksi rikastusprosessin täytyy olla erittäin puhdas ja tiivis. Myös tavallisten rakennemateriaalien käyttö on vaikeaa. [Cochran et al. 1992, 54; Kok 2009, 270]

OECD-maiden konversiokapasiteetti vuonna 2010 oli 54900 tU. Tästä kapasiteetista vastasivat kokonaisuudessaan Yhdysvallat, Kanada, Ranska ja Iso-Britannia, joista Yhdysvalloilla oli suurin osuus, yhteensä 17600 tU. Ranskan kapasiteetti oli 14000 tU ja Iso-Britannian 6000 tU. Kanadalla kokonaiskapasiteetti oli 17300 tU, mutta luku sisältää myös konversiota UF_6 sijasta UO_2 :ksi (2800 tU) sekä uraanimetalliksi (2000 tU). Kaikilla muilla koko kapasiteetti perustui uraanirikasteen muuntamiseksi UF_6 :ksi. [NEA 2009, 46] OECD:n ulkopuolisista maista konversiokapasiteettia on muun muassa Venäjällä (24000 tU/a), Intialla (450 tU/a) ja Kiinalla (400 tU/a). Intialla kapasiteetti käsittää uraanirikasteen muunnon UO_2 :ksi. [IAEA 2010b]

2.3.2 Uraanin isotooppirikastus

Uraania on rikastettu jo toisesta maailmansodasta lähtien. Alkuaikoina useita erilaisia menetelmiä kokeiltiin, mutta teknillisesti ja kaupallisesti ajateltuna kaikkein toteuttamiskelpoisimmat olivat kaasudiffuusio- ja kaasusentrifugimenetelmä. Kuitenkin muutamat tekniset ongelmat rajoittivat kaasusentrifugimenetelmän käyttöönottoa, joten sen käyttö kaupallisessa toiminnassa yleistyi vasta 1960-luvulla. Kaasusentrifugimenetelmän yksi suuri etu kaasudiffuusioon verrattuna on, että se vaatii paljon vähemmän energiaa tehtyä rikastustyötä kohti. Nykyään nämä kaksi menetelmää ovat hallitsevia uraanin isotooppirikastuksessa. Muita innovatiivisia prosesseja ovat esimerkiksi aerodynaamiset menetelmät, laserisotooppierotusmenetelmät sekä plasmamenetelmät. [Cochran et al. 1992, 53-54, 68; Marshall 1983, 104-107]

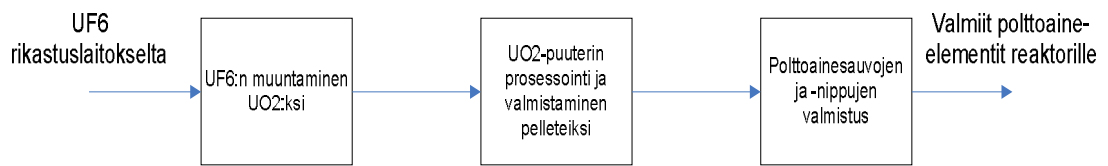
Kaasudiffuusiomenetelmä perustuu molekyyli-diffuusioprosessiin, jossa kevyemmät molekyylit voidaan erottaa painavammista membraanikalvon avulla. Membraanikalvossa on suuri määrä pieniä reikiä (kokoluokkaa $\sim 10^{-9}$ m), jotka päästävät läpi molekyylejä, kun kalvon eri puolien välillä vallitsee paine-ero. Samalla kineettisellä energialla kevyemmät ytimet liikkuvat painavampia nopeammin, mikä aiheuttaa sen, että kevyemmät ytimet läpäisevät kalvon useammin. Tämän seurauksena kalvon toiselle puolelle kerääntyy enemmän kevyempiä ytimiä suhteessa painaviin ytimiin eli toinen puoli rikastuu kevyempien ytimien suhteen. Erotuskerroin, mikä kuvaa rikastusprosessin tehokkuutta, on diffuusiomenetelmälle suhteellisen pieni. Näin ollen prosessi täytyy tavallisesti toistaa useita kertoja ennen kuin haluttu rikastusaste saavutetaan. Uranin tapauksessa tuhansia toistoja tarvitaan ennen kuin luonnonuraanin U-235-pitoisuus on tarpeeksi suuri kevytvesireaktorin polttoainetta varten. [Cochran et al. 1992, 57-65; Marshall 1983, 114-121] Energiankulutus kaasudiffuusiorikastukselle on noin 350 GWh sähköä sitä uranimäärää kohden, mikä tarvitaan reaktorissa tuottamaan noin 8760 GWh sähköä [IAEA 1996, 36].

Kaasusentrifugimenetelmän periaate on, että pyörivä sylinteri puristaa sen sisällä olevat kaasumolekyylit sylinterin ulkoseinälle keskipakovoiman avulla ja luo konsentraatiogradientin kaasuun. Kevyet ja raskaat molekyylit erottuvat kaasussa termisen liikehdinnän vuoksi niin, että raskaat ytimet asettuvat ulkoseinämälle ja kevyet lähemmäksi sylinterin keskustaa. Lisäämällä ja poistamalla kaasua oikeista kohdista sylinteriä, saadaan ulos halutun molekyylin suhteen rikastettua sekä köyhdytettyä kaasua. Sylinteri on sijoitettu tyhjiön sisään, ettei ilma pääse sekoittumaan prosessiin, pyörivän sylinterin kitka olisi mahdollisimman pieni, ja etteivät muutkaan ylimääräiset lentävät esineet pääsisi vahingoittamaan prosessia. Vaikka kaasusentrifugimenetelmän erotustehokkuus on diffuusiomenetelmää suurempi, sen käsittelemä kaasuvirran määrä on pienempi. Näin ollen useita sentrifugeja täytyy kytkeä rinnan, että haluttu virtaus saadaan aikaiseksi. Vaikka erotustehokkuus on suurempi kuin diffuusiomenetelmällä, useita sentrifugeja tarvitaan myös peräkkäin, jotta tarvittava rikastusaste voidaan saavuttaa. Erotustehokkuuteen vaikuttavia parametreja ovat esimerkiksi sylinterin pituus-leveys-suhde, kehänopeus ja kaasun lämpötila. Energian kulutus on noin kymmenesosa kaasudiffuusiomenetelmään verrattuna. [Cochran et al. 1992, 65-68; Marshall 1983, 121-132; Kok 2009, 273-274]

2.4 Polttoaine-elementtien valmistus

Polttoaineen valmistuksessa rikastuslaitokselta tulevasta rikastetusta UF_6 :sta valmistetaan polttoaine-elementtejä ydinvoimalaitoksiin. Polttoaineenvalmistusprosessi vaatii korkeaa laatua, koska polttoaine-elementtien täytyy pysyä ehjinä useita vuosia reaktorin vaativissa olosuhteissa. Polttoainevika reaktorissa voi aiheuttaa seurauksia niin taloudellisesti kuin ympäristöllisesti. Erilaisista reaktorityypeistä johtuen polttoaine-elementtejä on erilaisia ja niissä käytetään erilaisia polttoainemateriaaleja. Erilaisia polttoainemateriaaleja ovat esimerkiksi uraanimetalli, keraaminen uraanioksidi (UO_2) sekä uraani- ja plutoniumoksidin sekoitus (tunnetaan myös nimellä MOX-polttoaine). [Cochran et al. 1992, 77 - 102; Marshall 1983, 161-207]

Rikastettu keraaminen UO_2 on kaikkein yleisin ydinvoimalaitoksissa käytetty polttoainemateriaali. Kevytvesireaktorit käyttävät keraamista UO_2 :a pellettimäisessä muodossa. Kuvassa 2 on esitetty yksinkertainen kaaviokuva tällaisten polttoaine-elementtien valmistuksesta. Kun UF_6 on rikastettu rikastuslaitoksella U-235 suhteen, se kuljetetaan polttoaineenvalmistuslaitokselle suurissa paineistetuissa metallitynnyreissä, joissa UF_6 on kiinteässä olomuodossa. Polttoaineenvalmistuslaitoksella UF_6 muunnetaan ensin takaisin kaasumaiseksi lämmittämällä kuljetustynnyriä. Fluoridi erotetaan UF_6 :sta ensin höyryn tai veden avulla, jonka jälkeen syntynyt U_3O_8 edelleen redusoidaan UO_2 :ksi kiertouunin ja vedyn avulla. Seuraavaksi puuterimainen UO_2 homogenisoidaan ja sekoitetaan ja siihen lisätään liimaavaa ainetta (adhesive agent) (esimerkiksi polyvinyylialkoholia) ja puuteri puristetaan sylinterimäisiksi pelleteiksi. Tämän jälkeen pelletit sintrataan 1650 °C lämpötilassa vetyilmakehässä. Pellettien koot vaihtelevat riippuen siitä minkälaisiin polttoainenippuihin ne ovat suunniteltu. Valmiista pelleteistä kootaan polttoainesauvoja, jotka edelleen kootaan polttoaine-elementeiksi. [Kok 2009, 281-282; Cochran et al. 1992, 84-86]



Kuva 2. Yksinkertaistettu kaaviokuva polttoaine-elementtien valmistuksesta. [Kok 2009, 181]

MOX-polttoaineen valmistusprosessi on melkein samanlainen kuin UO_2 -polttoaineenkin. Plutonium voidaan sekoittaa uraanin joukkoon joko nitraattiliuosvaiheessa tai myöhemmin, kun UO_2 on jo kuivattu puuteriksi. Suurin ero tavalliseen UO_2 -polttoaineen valmistukseen on se, että plutonium on myrkyllisempää ja säteilevämpää kuin uraani. Työntekijät saattavat altistua paljon suuremmalle säteily määrälle kuin tavallisessa polttoaineen valmistuksessa. MOX-polttoaineen käsittely vaatii tämän vuoksi kauko-ohjattuja laitteita sekä eristyskaappeja. Korkeammat säteily määrät vaikeuttavat myös laitoksen huoltoa, kunnostusta ja käytöstä poistoa. [Marshall 1983, 191-192]

Uraanimetallia polttoainemateriaalina käyttävien elementtien valmistuksessa UF_4 sekoitetaan jonkin voimakkaasti elektropositiivisen metallin kanssa (esimerkiksi magnesiumin). Myös muita metalleja voidaan lisätä joukkoon parantamaan polttoaineen käyttäytymistä reaktorissa. Esimerkiksi rautaa tai alumiinia lisäämällä voidaan vähentää polttoaineen säteilystä aiheutuvaa paisumista reaktorissa. Metallien valurakenteen vuoksi säteilypaisuminen onkin yksi suurimmista ongelmista uraanimetallipolttoaineiden käytössä. Uraanimetallia voidaan työstää samoin kuin muitakin metalleja. [Cochran et al. 1992, 79, 101; Marshall 1983, 187-189]

Polttoaine-elementtien mallit vaihtelevat riippuen siitä minkälaisessa reaktorissa polttoainetta on tarkoitus käyttää. Fyysiset mitat sekä materiaalit vaihtelevat kunkin mallin mukaan. Tavallisimmin käytetyt metallit polttoaine-elementtien tukirakenteissa ovat joko ruostumaton teräs tai zirkonium- metalliseos. [Cochran et al. 1992, 77-102; Marshall 1983, 161-207]

2.5 Reaktori

Kun polttoaine-elementit ovat valmiita, ne kuljetetaan polttoaineenvalmistuslaitokselta ydinvoimalaitokselle tuottamaan sähköä. Tavallisesti ydinreaktorin sydän sisältää eri-ikäisiä polttoaine-elementtejä, koska vain osa sydämen polttoaineesta vaihdetaan yhdellä kertaa. Kerralla vaihdettavan osuuden koko voi olla esimerkiksi kolmasosa sydämen kaikista polttoaine-elementeistä. Näin ollen, jos polttoaineen vaihtoväli oletetaan esimerkiksi yhdeksi vuodeksi, niin kukin polttoaine-elementti on reaktorissa yhteensä kolme vuotta. Reaktorissa on siis koko ajan kolme eri-ikäistä polttoainetta, kun vanhimmat polttoaine-elementit vaihdetaan aina tuoreisiin. Tavallisissa kevytvesireaktoreissa polttoaineet ovat reaktorissa yleensä 3-4 vuotta. [Kok 2009, 293-294]

Kun polttoaine-elementit ovat olleet reaktorissa tarpeeksi kauan, ne poistetaan ja siirretään säilytykseen käytetylle polttoaineelle varattuun vedellä täytettyyn varastoaltaaseen, jossa ne odottavat jatkokäsittelyä. Käytetyn polttoaineen allas on tavallisesti sijoitettu reaktorin viereen, jotta siirto pois reaktorista voidaan toteuttaa helposti veden alla. Myöhemmin käytetty polttoaine voidaan siirtää reaktorirakennuksen ulkopuolelle edelleen varastoitavaksi. [Kok 2009, 293-294]

2.5.1 Ydinreaktoreiden toiminta

Vaikka monia erilaisia reaktoreita on kehitelty, niiden kaikkien toiminta on perusperiaatteiltaan samanlainen. Reaktoreissa tuotettu energia syntyy polttoaineissa tapahtuvissa fissioreaktiossa. Fissioreaktio on ydinreaktio, jossa fissiili ydin (esimerkiksi U-235) absorboi neutronin ja hajoaa kahteen osaan, niin sanotuiksi fissiotuotteiksi. Fissiotuotteiden lisäksi reaktiossa vapautuu uusia neutroneita sekä energiaa, josta noin 80 % ilmenee fissiossa syntyneiden nuklidien liike-energiana. Vapautunut lämpöenergia voidaan siirtää pois reaktorista jäähdytteen avulla ja käyttää hyödyksi esimerkiksi sähkön tuotannossa. Jäähdytteenä voi toimia esimerkiksi kiehuva tai nestemäinen vesi tai jokin kaasu. Reaktiossa syntyneiden neutronien avulla voidaan taas saada aikaan uusia fissioreaktioita. Koska uudet fissioreaktiot tuottavat taas uusia neutroneita, voidaan

polttoaineessa saada aikaan jatkuva ja itseään ylläpitävä fissioketjureaktio. [WNA 2011a; WNA 2010b]

Neutronin aiheuttama ydinreaktio kohdeytimessä riippuu voimakkaasti neutronin energiasta. Neutronit, jotka syntyvät fissioreaktiossa, ovat aluksi suurien energioiden eli niin sanottuja nopeita neutroneita (energia on kineettistä). Tavallisissa kevytvesireaktoreissa nämä nopeana syntyvät neutronit "hidastetaan" aluksi alemmalle energiatasolle, koska alemman energiatason neutronit aiheuttavat fission U-235-ytimessä paljon todennäköisemmin kuin nopeat korkeaenergiset neutronit. Tätä alemmaa energiatasoa kutsutaan termiseksi energiatasoksi, koska neutronien energia on silloin tasapainossa ympäristön lämpövärtelyjen suhteen (tästä tulee nimitys termiset reaktorit). Neutronien hidastaminen saadaan aikaan hidastinaineen avulla. Hidastinaineena toimii useimmissa tapauksissa tavallinen vesi, mutta myös esimerkiksi raskasta vettä tai grafiittia voidaan käyttää. Hitaat neutronit voivat aiheuttaa fissioreaktion niissä uraanin ja plutoniumin isotoopeissa, jotka sisältävät parittoman määrän neutroneja ytimessä. Näitä atomeja ovat esimerkiksi U-233, U-235, Pu-239, Pu-241 ja Am-242. U-235 on ainut luonnossa esiintyvä fissiili isotooppi, mutta muita fissiilejä ytymiä voi syntyä reaktorissa neutronikaappauksen seurauksena. Esimerkiksi uraanin isotooppi U-238 voi kaapata neutronin ja muuntua Pu-239:ksi. [WNA 2011a; WNA 2010b]

Nopeissa reaktoreissa edellä mainitun kaltaista neutronien hidastusprosessia ei ole ja neutronit siis ovat korkealla energiatasolla aiheuttaessaan fissioreaktion kohdeytimessä (tästä johtuu nimitys nopea reaktori). Näin ollen myöskään hidastinaineelle ei siis ole tarvetta. Koska nopeat neutronit aiheuttavat huonosti fissioita U-235 ytimissä, pääpolttoaineena niissä käytetään plutoniumin isotooppeja 239 ja 241. Nopeiden reaktoreiden suuri etu termisiin reaktoreihin verrattuna on, että ne voivat tuottaa uutta polttoainetta reaktorissa tehokkaammin samalla, kun kuluttavat vanhaa. Neutronivuo on nopeassa reaktorissa suuri, mikä aiheuttaa sen, että sydäimestä uloskarkaavien neutronien määrä on myös suuri. Ympäröimällä nopean reaktorin sydän U-238 sisältävällä hyötövaipalla sydäimestä muuten ulos karkaavat neutronit voidaan hyödyntää tuottamalla uutta polttoainetta vaipan U-238:n neutronikaappauksissa. Muita nopean reaktorin etuja on, että nopeiden neutronien avulla voidaan hävittää käytetyssä ydinpolttoaineessa olevia radioaktiivisia aineita sekä kuluttaa ydinaseista saatuja plutoniumvarastoja. Koska no-

peat reaktorit eivät voi käyttää jäähdytteenä vettä, koska vesi hidastaa neutroneita, lämpö siirretään pois reaktoreista tavallisesti sulan metallin avulla. Mahdollisia metalleja ovat esimerkiksi natrium tai lyijy. [WNA 2010b] Myös kaasujäähdytteisiä nopeita reaktoreita tutkitaan. [GIF 2002, 14]

2.5.2 Käytetty ydinpolttoaine

Käytetty ydinpolttoaine sisältää kolmenlaisia radioaktiivisia aineita: fissiotuotteita, aktinideja sekä neutronien aktivoimia rakennemateriaaleja. Näiden määrä käytetyssä polttoaineessa riippuu säteilytyshistoriasta ja ajasta, minkä polttoaine on ollut poissa reaktorista. [Cochran et al., 288; Marshall 1983, 288] Neutronien aktivoimilla materiaaleilla tarkoitetaan reaktorisydämen rakennemateriaaleja, hidastin- sekä jäähdyteaineita ja polttoaine-elementtien suoja- ja rakennemateriaaleja, jotka ovat aktivoituneet neutronisäteilytyksen tuloksena. Ne eivät siis tarkkaan ottaen ole käytettyä polttoainetta. Nämä materiaalit emittoivat kuitenkin beeta- ja gammasäteilyä, mutta niiden aktiivisuus on paljon pienempi kuin esimerkiksi fissiotuotteiden. Suuri osa näistä on myös suhteellisen lyhytikäisiä muutamaa poikkeusta lukuun ottamatta (esimerkiksi Ni-63 sekä C-14 ovat pitkäikäisiä). [Marshall 1983, 291]

Fissiotuotteet syntyvät uraanin ja plutoniumin fissioreaktioissa [Marshall 1983, 164]. Ne sisältävät noin 30 erilaista kemiallista ainetta ja yli sataa eri isotooppia. Fissiotuotteiden koostumus vaihtelee riippuen reaktoryypistä sekä käytetystä polttoaineesta, mutta ero ei ole kovin merkittävä. Suurin osa isotoopeista on radioaktiivisia ja ne emittoivat beeta- ja gammasäteilyä. Puoliintumisajat käytetyn polttoaineen fissiotuotteilla vaihtelevat sekunneista miljooniin vuosiin. Monet fissiotuotteet emittoivat erittäin läpitunkevaa gammasäteilyä, jonka vuoksi ne täytyy eristää ympäristöstä vahvoilla säteilysuojilla. [Marshall 1983, 289] Tärkeimpiä lyhytikäisiä fissiotuotteita niiden radioaktiivisuutensa suhteen ovat Cs-137 ja Sr-90 [Marshall 1983, 292]. Pitkäikäisimmistä fissiotuotteista tärkeitä ovat Tc-99, Cs-135 ja I-129 [Nuttall 2004, 198].

Aktinideiksi lasketaan kaikki ne alkuaineet, jotka seuraavat aktiniumia (järjestysluku 89) alkuaineiden jaksollisessa järjestelmässä. [Marshall 1983, 413] Aktinidit syntyvät

reaktorissa uraanin neutronikaappauksissa. Tärkeimpiä aktinideja ovat plutoniumin, uraanin, neptuniumin (Np), amerikumun (Am) ja curiumin (Cm) eri isotoopit. Polttoaineella sekä reaktorin neutronivuolla on suuri vaikutus aktinidien määrään ja osuuksiin käytetyssä polttoaineessa. Aktinidit emittoivat suurimmaksi osaksi alfasäteilyä ja ne eivät tarvitse kovin vahvoja säteilysuojauksia, koska alfasäteilyn kantama väliaineessa on vähäinen verrattuna esimerkiksi gammasäteilyyn. Aktinidien lähettämä alfasäteily on kuitenkin erittäin energistä ja on sisään hengitettynä vaarallista. Puoliintumisajat vaihtelevat aktinideilla muutamista vuosista miljardeihin vuosiin. [Marshall 1983, 289-291] Tässä työssä uraanista ja plutoniumista puhuttaessa käytetään pääosin niiden omia nimiä ja kaikista muista aktinideista kuten esimerkiksi neptuniumin, amerikumun sekä curiumin eri isotoopeista käytetään yhteisnimitystä sivuaktinidit. Pelkistä aktinideista puhuttaessa tarkoitetaan uraania, plutoniumia sekä sivuaktinideja.

Kuvassa 3 on esitetty tyypillinen keskimääräinen tuoreen sekä kevytvesireaktorissa olleen käytetyn UO_2 -polttoaineen koostumus. Tuore uraanipolttoaine on rikastettu U-235 suhteen 3,4 prosenttiseksi ja loppu koostuu uraanin isotooppista 238. Kuvasta nähdään, että reaktorissa olon jälkeen uraanin määrä on vähentynyt muutaman prosentin ja tilalle on tullut fissiotuotteita, plutoniumia sekä sivuaktinideja. [Cochran et al. 1992, 300]

Tuore ydinpolttoaine

U ~100 % (U-238 96,6 %, U-235 3,4 %)

Käytetty ydinpolttoaine

U ~96,4 % (U-238 94,8 %, U-235 1,2 %, U-236 0,4 %)

FP 2,8 % | Pu 0,8 %

MA ~0,1 %

Kuva 3. Tyypillinen kevytvesireaktorin ydinpolttoaineen koostumus ennen ja jälkeen reaktorin. Tuore polttoaine koostuu 100 % uraanista. Käytetyssä polttoaineessa noin 96,4 % on uraania (U), noin 2,8 % fissiotuotteita (FP), noin 0,8 % plutoniumia (Pu) ja noin 0,1 % sivuaktinideja (MA). [Cochran et al. 1992, 300]

Käytetyn polttoaineen radioaktiivisuus on suurimmillaan heti reaktorista poiston jälkeen. Aktiivisuus putoaa kuitenkin alussa nopeasti, koska suurin osa alun aktiivisuudesta johtuu lyhytikäisistä radioaktiivisista aineista. Ensimmäisen kuukauden aikana reaktorista poiston jälkeen käytetyn ydinpolttoaineen radioaktiivisuus putoaa noin viiteen prosenttiin alkuperäisestä aktiivisuudesta. Käytettyä polttoainetta varastoidaankin muutama vuosi reaktorista poiston jälkeen ennen jatkokäsittelyä, jotta suurin aktiivisuus ehtisi laskeutua. Fission tuotteet hallitsevat käytetyn polttoaineen radioaktiivisuutta ensimmäiset sadat vuodet. Tärkeimpinä fission tuotteina Cs-137 sekä Sr-90. Noin 300-3000 vuoden välillä aktinidit siirtyvät dominoivampaan rooliin, jonka jälkeen dominoivat jälleen fission tuotteet kuten Tc-99, Zr-93, Cs-135 ja I-129. Aktinidien aiheuttamaa radioaktiivisuutta voidaan pudottaa jopa satakertaisesti jälleenkäsittelmällä käytetty polttoaine ja poistamalla uraani sekä plutonium muutaman vuoden kuluttua reaktorista poiston jälkeen. Myöhemmin (noin 1000 vuodesta eteenpäin) eron merkitys pienenee noin kymmenesosaan. Kokonaisaktiivisuuden ero nopean ja termisen reaktorin käytetyn polttoaineen välillä ei ole kovin merkittävä. [Marshall 1983, 291-292]

Käytetty ydinpolttoaine tuottaa reaktorista poiston jälkeen myös huomattavan määrän jälkilämpöä. Tämä johtuu aktinidien ja fission tuotteiden lähettämästä alfa-, beeta- ja gammasäteilystä. Jälkilämmön suuruus riippuu säteilymäärän lisäksi myös säteilyn energiasta. Lämmön tuotannosta vastaavat ensimmäisten satojen vuosien ajan fission tuotteet, jonka jälkeen aktinidit siirtyvät dominoivampaan rooliin. Kierrättämällä uraani ja plutonium muutaman vuoden kuluttua reaktorissa olon jälkeen aktinideista aiheutuvaa jälkilämmöntuotantoa voidaan vähentää pysyvästi noin kymmenesosaan. [Marshall 1983, 292-293]

2.6 Käytetyn ydinpolttoaineen varastointi

Koska käytetty ydinpolttoaine on hyvin radioaktiivista ja tuottaa jälkilämpöä vielä reaktorista poiston jälkeenkin, täytyy polttoaine suojata tarvittavilla säteilysuojauksilla sekä varustaa tarpeellisella jäähdytyksellä myös varastoinnin aikana. Lisäksi varas-

toinnissa pitää varmistaa, ettei polttoaine voi missään tilanteessa tulla uudelleen kriittiseksi. [Kok 2009, 294]

Kaksi tyypillistä varastointitapaa ydinpolttoaineelle on märkä allasvarastointi sekä kuiva tynnyrivarastointi. Allasvarastoinnissa vesi toimii sekä jäähdyttäjänä että säteilysuojana. Polttoaineen kriittisyys on estetty sopivilla säilytystelineillä, jotka pitävät polttoaine-elementit tarpeellisen etäisyyden päässä toisistaan niin, ettei polttoaineen kriittisyys ole mahdollista. Lisäksi telineissä voidaan käyttää kiinteitä reaktorimyrkkyjä, jotka absorboivat neutroneja ja näin estää fissioketjureaktion syntymisen. [Kok 2009, 293-313] Rikkoutuneen polttoaine-elementin varastoinnissa polttoaine-elementti eristetään jäähdytteestä niin, ettei jäähdytysvesi kontaminoidu esimerkiksi Cs-137 suhteen. Jäähdytysveden kemikaalikoostumusta (esimerkiksi kloorin määrää sekä pH-arvoa) seurataan jatkuvasti polttoaine-elementtien ja muiden rakenteiden säilyvyyden varmistamiseksi. [IAEA 1996, 46]

Kuivassa tynnyrivarastoinnissa polttoaine-elementit on sijoitettu teräksestä tai betonista valmistettuihin tynnyreihin. Teräs tai betoni toimii säteilysuojana ja jäähdytys on toteutettu passiivisella ilmankierrolla. Polttoaineen kriittisyys on estetty sopivilla säilytystelineillä samoin kuin allasvarastoinnissa. [Kok 2009, 293-313] Kuivan varastoinnin etuja on muun muassa passiivisen jäähdytyksen mahdollisuus, varastoinnin vähäinen huolto ja valvonta sekä ympäristön aiheuttama vähäisempi korrosio polttoaine-elementeissä. [IAEA 1996, 45]

2.7 Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely ja kierrätys

Kuvasta 3 nähtiin, että käytetty ydinpolttoaine sisältää noin 96 % uraania (josta noin 1 % on fissiiliä U-235 isotooppia ja loput fertiiliä U-238 isotooppia), noin 1 % plutoniumia, ja noin 3 % sivuaktinideja ja fissiotuotteita. Käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyssä tavallisesti kierrätyskelpoiset nuklidit (uraanin ja plutoniumin eri isotoopit) otetaan talteen ja loput (sivuaktinidit, fissiotuotteet, polttoaine-elementtien rakennemateriaalit, yms.) käsitellään korkea-aktiivisena jätteenä. Erotetut uraani ja plutonium voidaan edelleen kierrättää takaisin rikastus- tai polttoaineenvalmistuslaitoksel-

le ja käyttää raaka-aineena uuden polttoaineen valmistuksessa. [Cochran et al. 1992, 209-238; Kok 2009, 316-318]

2.7.1 Jälleenkäsittely

Monia erilaisia menetelmiä on kehitetty ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyä varten. Nykyisin jälleenkäsittelymenetelmät voidaan jakaa nestemäisiin menetelmiin ja kuiviin menetelmiin. Nestemäiset menetelmät perustuvat liotinuuttoon, kun taas kuivat perustuvat joko haihdutukseen tai pyrometallurgiaan. Liotinuutossa käytetään hyväksi erilaisia orgaanisia liuotteita haluttujen komponenttien erotukseen käytetystä polttoaineesta, kun taas haihdutuksessa hyödynnetään UF_6 :n ja PuF_6 :n hyvää höyrystyvyyttä. Pyrometallurgiaan perustuvissa menetelmissä hyödynnetään sulasuoloja tai sulametalreja ja se on pääosin kehitelty metallisille uraanipolttoaineille. [Cochran et al. 1992, 215-216; Kok 2009, 319-329]

Kaikkein yleisin nykyisin jälleenkäsittelylaitoksissa käytössä oleva jälleenkäsittelyprosessi on liotinuuttoon perustuva PUREX (Plutonium-URanium EXtraction), jossa käytetystä polttoaineesta erotetaan uraani ja plutonium. PUREX-prosessi aloitetaan pilkkomalla polttoaineniput ensin pieniksi palasiksi. Tämän jälkeen palaset liotetaan typpihapossa, jossa oksidipolttoaine liukenee happoon, mutta nippujen suojakuorimateriaali säilyy ehjänä. Suojakuorimateriaali erotetaan muusta liuoksesta ja pestään laimennetulla typpihapolla sekä vedellä, ja hävitetään radioaktiivisena materiaalina. Uraani ja plutonium erotetaan toisistaan ja muusta typpihappoliuoksesta orgaanisen tributyylifosfaatti (tributyl phosphate (TBP)) -liuoksen avulla. Erotettu uraani konvertoidaan joko UF_6 :ksi tai uraanidioksidiksi, ja se joko varastoidaan tai kierrätetään uudelleen polttoaineeksi. Plutonium konvertoidaan plutoniumdioksidiksi ja säilötään. [Kok 2009, 331-339]

Viime vuosien lisääntynyt kiinnostus transmutaatioon (kts. luku 2.9.2) ja loppusijoitettavan jätteen määrän ja aktiivisuuden vähentämiseen on lisännyt tarvetta erotella käytetystä polttoaineesta muitakin radionuklideja kuin uraani ja plutonium. Transmutaatiota varten käytetystä polttoaineesta täytyy erotella myös tietyt sivuaktinidit ja fis-

siot tuotteet. UREX+ -prosessi on modifioitu versio PUREX-prosessista, joka sisältää useita erilaisia ja peräkkäisiä liuotinuuttovaiheita. Peräkkäisillä uuttovaiheilla voidaan käytetystä polttoaineesta erilaisten liuottimien avulla erottaa erikseen esimerkiksi uraani, fissiotuotteet teknetium, cesium ja strontium sekä sivuaktinidit amerikium ja curium. Lisäksi plutonium voidaan erottaa polttoaineesta yhdessä neptuniumin kanssa. Näin plutoniumia ei esiinny erikseen jälleenkäsittelyn ja kierrätyksen aikana mikä vaikeuttaa plutoniumin käyttöä ydinasemateriaalina. [NEA 2006, 60; Kok 2009, 316-317, 345-347]

Pyroprosessi on jälleenkäsittelymenetelmä, joka on alun perin suunniteltu nopeissa reaktoreissa käytetyille metallipolttoaineille. Keraamisia polttoaineitakin voidaan käsitellä, mutta ne täytyy muuttaa metalliseen olomuotoon ennen käsittelyä. Pyroprosessissa ei käytetä typpihappoa polttoaineen käsittelyssä, vaan polttoaine erotellaan eri jakeisiin korkeassa lämpötilassa sähkökemiallisen prosessin ja suolojen avulla. Prosessista jää jäljelle keraamista jätettä, joka sisältää suuren osan fissiotuotteista, sekä metallijätettä, joka koostuu polttoaineen rakennemateriaalista, polttoaineen suojakuoren metallista (zirkonium) ja metallisista fissiotuotteista. Pyroprosessoinnin hyviä puolia on, että metallipolttoaineen jälleenkäsittely ja uuden polttoaineen valmistus voidaan hoitaa samassa paikassa, plutoniumia ei eroteta erikseen missään prosessin vaiheessa ja polttoaineen kriittisyys on helpommin hallittavissa, kun prosessi ei sisällä vettä. [Kok 2009, 352-354]

Käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittely ei poista kokonaan loppusijoituksen tarvetta. Polttoaineen jälleenkäsittelystä (vain Pu ja U erotus) syntyvä jäte käsittää tavallisesti yli 99 % käytetyn polttoaineen fissiotuotteista, suurimman osan sivuaktinideista ja noin 0,5 % uraanista tai plutoniumista riippuen jälleenkäsittelyprosessin tehokkuudesta. Jäte luokitellaan korkea-aktiiviseksi jätteeksi ja se loppusijoitetaan kuten käytetty polttoaine. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyllä voidaan kuitenkin vähentää loppusijoitettavan jätteen määrää, jälkilämmöntuottoa sekä radioaktiivisuutta merkittävästi. [Marshall 1983, 291-293, 302]

Ydinasemateriaalin eli varsinkin plutoniumin leviämisen estäminen on tärkeä asia ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyssä. Yhdysvaltojen hallitus keskeytti kaupallisen jäl-

leenkäsittelytoiminnan Yhdysvalloissa 1970-luvulla, koska se kasvatti riskiä ydinaseiden leviämisestä. Nykyisin useita keinoja on kehitelty tämän vaaran ehkäisemiseksi. Eräs ehdotettu keino on olla erottelematta asekelpoista uraania ja plutoniumia kokonaan erilleen. Kierrättämällä fissiotuotteita tai sivuaktinideja näiden mukana tekee plutoniumista paljon vaikeamman käyttää asemateriaalina, koska niiden erotus on hankalaa ja radioaktiivisuus paljon voimakkaampi. [Cochran et al. 1992, 217]

2.7.2 Uraanin kierrätys

Jälleenkäsitelty uraani sisältää tavallisesti fissiiliä U-235-isotooppia hiukan enemmän kuin luonnonuraani (noin 0,7 – 0,8 % verrattuna luonnonuraanin 0,71 %). Jälleenkäsitelty uraani voidaan kierrättää takaisin rikastuslaitokselle uudelleen rikastettavaksi ja edelleen valmistaa siitä uutta polttoainetta. Sitä voidaan myös käyttää MOX-polttoaineen (katso luku 2.7.3) valmistuksessa yhdessä plutoniumin kanssa, tai se voidaan yksinkertaisesti varastoida. [Cochran et al. 1992, 222-224]

Uraanin kierrätystä hankaloittavat kuitenkin uraanin isotoopit U-232, U-234 sekä U-236, joiden määrä uraanissa kasvaa sen mukaan kuinka useasti uraania kierrätetään. Isotooppia U-236 syntyy reaktorissa säteilytyksen (U-235 neutronikaappauksen) seurauksena. U-232:sta taas syntyy U-236:n muuntuessa ensin Pu-236:ksi ja siitä edelleen alfahajoamisen kautta U-232:ksi. U-234:n määrän kasvu johtuu uraanin rikastuksesta. Luonnonuraani sisältää pienen määrän isotooppia U-234 jo ennestään ja tämä isotooppi seuraa rikastusprosessissa aina uraanin fissiiliä isotooppia U-235. Nämä mainitut isotoopit absorboivat kaikki neutroneja, jonka seurauksena ne muuttavat lisääntyessään reaktorin neutronitasapainoa ja vaikeuttavat fissioketjureaktion ylläpitämistä. Tämä johtaa siihen, että reaktorin polttoaineen rikastusastetta fissiilin polttoaineen suhteen täytyy nostaa, jotta reaktori voidaan pitää käynnissä. Neutronien absorboinnin lisäksi U-232, U-234 ja U-236 nostavat myös polttoaineen radioaktiivisuutta, mikä vaikeuttaa polttoaineen käsittelemistä. [Cochran et al. 1992, 230-231]

Jälleenkäsitelty uraani sisältää mahdollisesti myös pieniä määriä jälleenkäsittelyprosessista jääneitä fissiotuotteita ja sivuaktinideja, jotka nostavat myös aktiivisuutta ja

vaikeuttavat polttoaineen käsittelyä, ja saattaa joissain tapauksessa johtaa siihen, että jälleenkäsitelty uraani täytyy luokitella keskiaktiiviseksi jätteeksi. Radioaktiivisten epäpuhtauksien lisäksi jälleenkäsitelty uraani voi sisältää myös kemiallisia epäpuhtauksia, kuten fosfaatteja ja natriumia. [NEA 2006, 176]

2.7.3 Plutoniumin kierrätys

Plutoniumia voidaan kierrättää valmistamalla siitä MOX (Mixed OXide) – polttoainetta, jolla voidaan korvata osa kevytvesireaktoreissa tai nopeissa reaktoreissa käytetystä UO_2 -polttoaineesta. Kierrättämällä plutoniumia voidaan näin ollen tehostaa uraaniresurssien käyttöä. MOX-polttoaineessa käytetty uraani ei yleensä sisällä rikastettua uraania, koska plutonium jo sisältää tarvittavan fissiilin materiaalin. Uraaniräikkäaineena voidaan käyttää esimerkiksi joko rikastuslaitokselta saatavaa köyhdytettyä uraania tai jälleenkäsittelylaitokselta saatavaa kierrätettyä uraania. MOX-polttoaine eroaa tavallisesta UO_2 -polttoaineesta fyysisiltä, kemikaalisilta ja reaktorityypisiltä ominaisuuksiltaan, ja tavallisesti sillä korvataan vain osa termisen reaktorisydämen polttoaineesta, jotteivät mahdolliset eroavaisuudet ominaisuuksissa tule liian suuriksi. [Cochran et al. 1992, 222-227]

Ongelmia plutoniumin kierrätyksessä aiheuttaa sen moninainen ja muuttuva isotooppi-koostumus. Toisin kuin luonnonuraani, joka sisältää pääsääntöisesti vain kahta isotooppia (U-235 ja U-238), kierrätetty plutonium koostuu ainakin viidestä eri isotoopista. Isotooppi-koostumus riippuu muun muassa siitä mistä se on peräisin (esimerkiksi termisestä vai nopeasta reaktorista), kuinka pitkään sitä on varastoitu ja kuinka useasti sitä on kierrätetty reaktorissa. Taulukossa 4 on esitetty plutoniumin koostumuksen muutos yhden ja kahden reaktorissa olon jälkeen. Näistä isotoopeista Pu-239 ja Pu-241 ovat fissiilejä isotoopeja ja käsittävät ensimmäisen kierron jälkeen 69,3 % plutoniumin kokonaisuudesta. Kun plutoniumia edelleen kierrätetään takaisin reaktoriin, sen fissiilien isotooppien osuus on vähentynyt arvoon 62,7 %, ja sen hyödyntäminen polttoaineena vaikeutuu. Plutoniumin koostumuksen muutos varastoinnin aikana taas johtuu isotooppien erilaisista puoliintumisajoista. Hajotessaan plutoniumytimet tuottavat

myös radioaktiivisuutta, joka vaikeuttaa plutoniumin käsittelyä. [Cochran et al. 1992, 226-232]

Taulukko 4. Käytetyn ydinpolttoaineen plutoniumin suhteellinen koostumus ensimmäisen ja toisen reaktorissa (terminen) olon jälkeen. Palama 33 MWd/kg ja varastointiaika reaktorin jälkeen 5 vuotta. [Cochran et al. 1992, 227]

Isotoopit	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
1. reaktorin jälkeen [%]	1,8	58,3	23,3	11	5,6
2. reaktorin jälkeen [%]	2	46,4	27,4	16,3	7,9

Plutoniumin ei-fissiilit isotoopit Pu-236, Pu-238, Pu-240 sekä Pu-242 aiheuttavat omat vaikeutensa plutoniumin kierrätykseen. Pu-236:n hajoamisketju sisältää muun muassa Tl-208:n, joka on voimakas säteilijä. Pu-238 taas hajoaa emittoimalla alfahiukkasia ja on näin ollen voimakas jälkilämmön tuottaja. Pu-240 aiheuttaa ongelmia absorboimalla ja emittoimalla neutroneita. Pu-241 hajoaa Am-241:ksi, joka lähettää voimakasta gamma-säteilyä sekä absorboi neutroneita. [Cochran et al. 1992, 232]

2.8 Radioaktiivisen jätteen käsittely

Ydinpolttoainekierrossa syntyvä radioaktiivinen jäte jaotellaan tavallisesti erillisiin ryhmiin sen mukaan mikä on sen radioaktiivisten aineiden pitoisuus sekä kuinka pitkäikäisiä radionuklidit ovat. Näitä ryhmiä voi olla useita riippuen siitä kuinka tarkasti jätteet halutaan jaotella. Esimerkiksi IAEA:n turvallisuusstandardissa [2009b, 5-6] jätteet jaotellaan kuuteen luokkaan: vapautettu jäte, erittäin lyhytikäinen jäte, erittäin vähäaktiivinen jäte, vähäaktiivinen jäte, keskiaktiivinen jäte ja korkea-aktiivinen jäte. Näistä luokista kolmen ensimmäisen aktiivisuus on tavallisesti niin vähäinen, että ne voidaan loppusijoittaa viimeistään lyhyen säilytyksen jälkeen kuten tavallinen jäte. Kolmen viimeisen luokan jätteet taas täytyy hävittää radioaktiivisena jätteenä. Korkea-aktiiviseksi jätteeksi luokitellaan sellainen jäte, jonka radioaktiivisuus on niin korkea, että sen aktiivisuudesta aiheutuva lämmöntuotto on otettava jätteenkäsittelyssä huomioon, tai sen sisältämien pitkäikäisten radioaktiivisten nuklidien pitoisuus on muuten tarpeeksi suuri. Vähä- sekä keski-aktiivisilla jätteillä radioaktiivisten aineiden pitoisuudet sekä pitkäikäisten radionuklidien osuudet ovat korkea-aktiiviseen jätteeseen

verrattuna pienemmät sekä niiden aiheuttama lämmöntuotanto on niin vähäistä, ettei sitä tarvitse ottaa huomioon jätteen käsittelyssä. Aktiivisuus on kuitenkin sen verran suuri, ettei jätettä voi hävittää tavallisin keinoin. Keskiaktiivisella jätteellä pitoisuudet ovat tietenkin suuremmat ja radionuklidien elinajat pidemmät matala-aktiivisiin jätteisiin verrattuna. [IAEA 2009b, 5-6; In Soon Chang 2003, 96] Suomen lainsäädännössä [STUKLEX 2008] ydinjätteet jaotellaan vain kahteen ryhmään: lyhyt- ja pitkäikäisiin. Lyhytikäisellä ydinjätteellä tarkoitetaan ydinjätettä, jonka aktiivisuuspitoisuus on alle 100 MBq/kg 500 vuoden jälkeen kussakin jätepakkausessa ja keskimäärin alle 10 MBq/kg yhteen loppusijoitustilaan sijoitetussa jätteessä. Pitkäikäisellä tarkoitetaan ydinjätettä, jonka aktiivisuuspitoisuus on yli 100 MBq/kg 500 vuoden jälkeen kussakin jätepakkausessa tai keskimäärin yli 10 MBq/kg yhteen loppusijoitustilaan sijoitetussa jätteessä. [STUKLEX 2008] Uraanin louhinnassa ja malmin prosessoinnissa syntyneet radioaktiiviset jätteet loppusijoitetaan tavallisesti kaivoksella, eikä niitä lajitella sen tarkemmin. [In Soon Chang 2003, 96]

Matala- ja keskiaktiivista jätettä syntyy useassa polttoainekierron eri vaiheessa, kuten esimerkiksi polttoaineen valmistuksen aikana (konversio, rikastus ja polttoainementtien valmistus), reaktorin käytön ja huollon aikana sekä jätteen jälleenkäsittelyssä. Näitä jätteitä voi syntyä esimerkiksi erilaisten poistokaasujen ja -nesteiden puhdistuksessa, ydinvoimalan huollon sekä muiden prosessien kunnostuksen aikana ja sivuainevirtoina eri prosesseissa. Näiden jätteiden aktiivisuus voi olla peräisin esimerkiksi aktivointituotteista, fissiotuotteista tai uraanin isotoopeista. Matala- ja keskiaktiivinen jäte ei tarvitse niin pitkää eristystä luonnosta kuin korkea-aktiivinen jäte ja se voidaan loppusijoittaa maan alle muutamien kymmenien tai satojen metrien syvyyteen riippuen jätteestä. [In Soon Chang 2003, 96; IAEA 2009b, 11-14, 37]

Ydinpolttoainekierron jätteistä korkea-aktiiviseksi jätteeksi luokitellaan tavallisesti käytetty polttoaine sekä käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelystä syntyvä korkea-aktiivinen jäte. Tämän jätteen loppusijoituksen tavoitteena on eristää se ympäristöstä useiden tuhansien vuosien ajaksi niin, ettei käytetystä polttoaineesta aiheudu vaaraa nykyisille tai tuleville sukupolville. Eristysmenetelmän pitää lisäksi olla passiivinen niin, ettei erillistä valvontaa tai kunnossapitoa tarvita. Vaihtoehtoinen menetelmä lopulliselle eristämiseksi on niin sanottu lopullinen varastointi (indefinite storage), jossa

käytettyä polttoainetta säilytetään määrittelemätön aika valvotuissa varastoissa. Etuna tällä menetelmällä on, että polttoaineen saa helposti uudelleen käsittelyyn, jos kehittyvä teknologia tuo mukanaan myöhemmin parempia menetelmiä jätteen käsittelyyn. Haittapuolena ovat suuret kustannukset sekä jatkuvan seurannan aiheuttama taakka jälkipolville. [Cochran et al. 1992, 306-307]

Useita erilaisia menetelmiä on kehitelty ydinpolttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen lopulliselle hävittämiselle. Tällaisia ovat muun muassa jätteen sijoittaminen syvään maaperään, meren pohjaan tai ikijähän, jätteen lähettäminen ulkoavaruuteen tai transmutaatio. Menetelmistä nykyisin kaikkein pisimmälle viety on jätteen sijoittaminen syväälle maaperään eli geologinen loppusijoitus. [Cochran et al. 1992, 308-309] Luvussa 2.8.1 on tarkemmin esitelty geologista loppusijoitusmenetelmää. Luvussa 2.8.2 on tarkemmin esitelty transmutaatiota, joka taas on tärkeä menetelmä tämän työn suhteen.

2.8.1 Geologinen loppusijoitus

Geologisen loppusijoituksen on oletettu olevan kaikkein toteuttamiskelpoisin ja turvallisin keino eristää korkea-aktiivinen jäte ympäristöstä. [Marshall 1983, 316] Geologisessa loppusijoituksessa käytetty polttoaine sekä jälleenkäsittelystä tuleva korkea-aktiivinen jäte on tarkoitus haudata useiden satojen metrien syvyyteen maan alle lujaan kallioon. Maanalainen loppusijoitustila käsittää tunneliverkoston, jonka seiniin tai lattiaan porattuihin reikiin korkea-aktiivinen jäte on tarkoitus sijoittaa. Korkea-aktiivinen jäte suljetaan ennen loppusijoitusta vielä metallista valmistettuihin kapselisiin niin, että vapautumisesteitä on yhteensä kolme kappaletta: itse jäte, joka on kiinteässä ja liukenemattomassa muodossa joko lasitettuna tai polttoaineena, kapseli sekä ympäröivä maa-aines. Myöhemmin, kun loppusijoitustilat ovat täynnä, tunnelit täytetään louhinnasta saaduilla jättekivillä ja sementillä tai muilla sopivilla materiaaleilla. [Marshall 1983, 313-322], [Cochran et al. 1992, 309-316]

Loppusijoituspaikan kannalta tärkeitä ominaisuuksia ovat muun muassa maaperän geologinen stabiilisuus, ympäröivä kivilaji ja seisminen aktiivisuus, sijoituspaikan

syvyys sekä pohjaveden koostumus ja virtaukset. Ainoa kuviteltavissa oleva tapa, jolla radioaktiiviset aineet pääsevät ihmisten ilmoille on, että ne kulkeutuvat maanpinnalle pohjaveden mukana. [Cochran et al. 1992, 312]

Käytetty polttoaine voidaan loppusijoittaa kokonaisina polttoaine-elementteinä loppusijoituskapseleihin, mutta jälleenkäsittelystä saatava jäte on nestemäisessä muodossa ja se täytyy kiinteyttää ennen loppusijoitusta. Suosituimpana menetelmänä nestemäisen jätteen kiinteytyksessä on pidetty lasitusta. Lasituksessa juokseva jäte sekoitetaan ensin sulan lasin kanssa, valutetaan sen jälkeen loppusijoituskanistereihin ja annetaan jäähtyä kiinteään olomuotoon. Lasilla on monia hyviä ominaisuuksia, jotka tekevät siitä sopivan loppusijoitusta ajatellen. Se ei liukene helposti veteen, kun taas jätteen sisältämät nuklidit liukenevat hyvin lasiin, se kestää hyvin säteilyä, sen prosessointiin ei tarvita kovin suuria lämpötiloja ja sen ominaisuudet tunnetaan jo ennestään hyvin. [Cochran et al. 1992, 303-304]

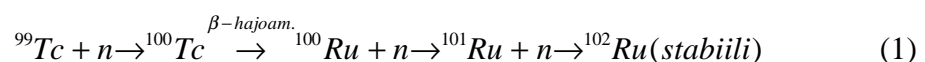
2.8.2 Transmutaatio

Transmutaation tavoite on vähentää jälleenkäsittelystä saatavan korkea-aktiivisen jätteen sisältämien aktinidien ja fissiotuotteiden radioaktiivisuutta ja lyhentää niistä aiheutuvaa pitkän aikavälin riskiä. Menetelmässä radioaktiiviset ytimet on tarkoitus muuntaa pysyviksi ei-radioaktiivisiksi ytimiksi altistamalla ne uudelleen neutronisäteilylle. Kaikkia jätteen sisältämiä radioaktiivisia ytimiä ei voida kuitenkaan muuntaa pysyviksi, joten menetelmä ei näin ollen poista kokonaan korkea-aktiivisen jätteen loppusijoituksen tarvetta. Transmutaation vaikutus loppusijoitettavan jätteen määrään on myös marginaalinen. Transmutaatiolla voidaan kuitenkin mahdollisesti helpottaa loppusijoitustilojen suunnittelu- ja lisensointivaatimuksia, jos radioaktiivisuutta ja jätteen pitkäaikaisriskiä onnistutaan merkittävästi vähentämään. [NEA 2002, 39]

Transmutaation neutronilähteenä voidaan käyttää joko tavallisia sähkön tuotantoon suunniteltuja nopeita ydinreaktoreita tai transmutaatioon varta vasten suunniteltuja nopeita reaktoreita. Jätteestä erotetut aktinidit sekä fissiotuotteet voidaan sijoittaa reaktorin sydämeen polttoaineen mukana joko omissa elementeissään tai sekoitettuna polt-

toaineen joukkoon ja antaa niiden altistua uudelleen neutronisäteilylle. Nopean reaktorin lisäksi kiihdytinreaktoria on pidetty hyvänä vaihtoehtona neutronilähteeksi. Kiihdytinreaktori on alikriittinen reaktori yhdistettynä hiukkaskiihdyttimeen, jonka protonisuihku ohjataan reaktorin sydämessä olevaan raskasmetallista valmistettuun spallaatiokohteeseen. Spallaatiokohteeseen osuva protoni irrottaa kohdeytimestä neutroneita, jotka edelleen aiheuttavat fissioreaktioita alikriittisen reaktorin sydämessä ja pitävät ketjureaktion pystyssä. Neutronitasapainonsa osalta kriittinen ja alikriittinen reaktori ovat hyvin samanlaisia. Termiset reaktorit eivät sovellu hyvin aktinidien transmutaatioon, koska niiden neutronivuo ja helposti tuotettavien transmutaatioon tarvittavien neutronien osuus on paljon pienempi kuin nopeiden reaktoreiden. [NEA 2002, 35-46]

Fissiotuotteiden transmutaation kannalta neutronikaappaus on tärkein ydinreaktio, jonka seurauksena pitkäikäiset fissiotuotteet muuttuvat joko pysyviksi ytimiksi tai lyhyempi-ikäisiksi kuin alkuperäinen ydin. Fissiotuotteiden transmutaatioissa on kuitenkin monia ongelmia, jotka tekevät käytännön toteutuksen vaikeaksi. Ongelmia aiheuttaa esimerkiksi fissiotuotteiden erotus korkea-aktiivisesta jätteestä, koska jokainen fissiotuote pitää erottaa jätteestä erikseen erittäin puhtaasti ja lisäksi tarvitaan myös saman aineen eri isotooppien välistä erotusta. Transmutaation käytännön toteutusta vaikeuttaa lisäksi se, että fissiotuotteet reagoivat huonosti neutronien kanssa, mikä hidastaa transmutaatiota. Lisäksi kaappausreaktiossa ei vapaudu energiaa niin kuin fissioreaktioissa, mikä edelleen vaikeuttaa reaktorin toimintaa, kun neutroneita menee "hukkaan". Tällä hetkellä teknetiumin isotooppi 99 on ainut fissiotuote, jonka transmutaatio on onnistuttu toteuttamaan käytännössä. [NEA 2002, 43] Kaavassa 1 on esitetty esimerkireaktio teknetiumin neutronikaappauksesta. Tc-99:n tapauksessa tarvitaan vain yksi neutronikaappaus, jotta Tc-99 saadaan muutettua pysyväksi Ru-100 ytimeksi. [Nuttall 2004, 195-199]



Fissiotuotteiden transmutaatio on järkevää tietenkin vain silloin, kun transmutaationopeus [nuklidi/s] tietyssä reaktorissa saavutetussa neutronivuossa on suurempi kuin fissiotuotteiden luonnollinen hajoamisnopeus [1/s]. Esimerkiksi fissiotuotteiden Cs-137

ja Sr-90 transmutaatioprosessi on hyödytön, koska niiden luonnollinen hajoamisnopeus (puoliintumisaika noin 30 vuotta) on suurempi verrattuna transmutaationopeuteen (jos neutronivuon oletetaan olevan käytännöllinen). [NEA 2002, 64]

Sivuaktinidien transmutaatioissa tärkein ydinreaktio on fissioreaktio. Tavoitteena on fissioreaktioiden avulla muuntaa pitkäikäiset sivuaktinidit lyhyempi-ikäisiksi ja vähemmän myrkyllisiksi fissiotuotteiksi. Fissioreaktiot sivuaktinideissa myös vapauttavat jonkin verran ylimääräistä energiaa, joten transmutaatioreaktiot voivat osaltaan osallistua sydämen tehontuotantoon. Fissiot lisäksi tuottavat uusia neutroneja, joita edelleen voidaan hyödyntää uusissa transmutaatioissa. Neutronikaappausreaktiot sivuaktinideissa vain muuttavat niitä uusiksi sivuaktinideiksi, eivätkä näin ollen vaikuta suuresti radioaktiivisuuden tasoon. [NEA 2002, 39-41]

2.9 Ydinpolttoainekierron kuljetukset

Kuljetukset ovat tärkeä linkki eri ydinpolttoainekierto- ja prosessien välillä. Ydinpolttoainekierron kuljetukset voidaan jakaa karkeasti kahteen osaan sen mukaan onko kuljetettu materiaali ollut reaktorissa vai ei. Ensimmäiseen reaktorissa olleiden ryhmään kuuluvat esimerkiksi käytetyn polttoaineen kuljetus reaktorilta varastoon ja varastosta edelleen loppusijoitukseen tai jälleenkäsittelyyn, sekä korkea-aktiivisen jätteen kuljetus jälleenkäsittelylaitokselta loppusijoitukseen. Jälkimmäiseen ryhmään kuuluvat pääosin polttoaineen valmistusvaiheen eri prosessien materiaalien, kuten uraanirikasteen, $UF_6:n$, rikastetun uraanin sekä uuden polttoaineen kuljetukset. Näiden ympäristövaikutukset eivät potentiaalisesti ole niin merkittävät verrattuna käytetyn polttoaineen tai korkea-aktiivisen jätteen kuljetuksiin ja niiden kuljetukset on tavallisesti hoidettu sinetöidyissä teräsastioissa. [NEA 2000b, 35-36]

Käytettyä polttoainetta on kuljetettu niin rekka-, juna- kuin laivakuljetuksillakin ja näitä kuljetuksia varten on suunniteltu, testattu ja käytetty monia erilaisia ja erikokoisia kuljetusastioita. Kuljetusastiat painavat noin 25-120 tonnia ja niihin saa lastattua jopa useita kymmeniä polttoaine-elementtejä astian koosta riippuen. Kuorma-autokuljetuksille kuljetusastiat ovat tavallisesti pienempiä kuin rautatiekuljetuksille.

Tavallisesti astiat ovat sylinterin muotoisia ja ne sisältävät moninkertaiset seinät kestävyuden ja radioaktiivisen säteilyn vuoksi. Säiliön seinät voivat käsittää esimerkiksi lyijyä gamma-säteilyn vaimentamista varten ja terästä tarvittavan kestävyuden varmistamiseksi. [Cochran et al. 1992, 321-322] Nykyisin kuljetusastioita suunnitellaan ydinpolttoaineen kuljetusten lisäksi yhä enemmän ydinpolttoaineen varastointia varten, koska ydinvoimaloiden kasvavat käytetyn polttoaineen määrät ovat jo täyttäneet vanhat varastotilat. [IAEA 2007b, 3]

Ennen käyttöönottoa kuljetusastiat testataan erilaisilla kestävyyskokeilla sen varmistamiseksi, etteivät radioaktiiviset aineet pääse ympäristöön missään tilanteessa kuljetuksen aikana. Testeissä arvioidaan muun muassa säilytysastian mekaanista ja termistä kestävyyttä eri onnettomuustilanteissa. [Cochran et al. 1992, 323-324] Tiukan testausten sekä viranomaissääntelyn vuoksi kuljetuksissa aiheutuvat radioaktiiviset päästöt sekä kuljetuksista aiheutuvat säteilyannokset ovat olleet vähäisiä. [NEA 2000b, 36]

2.10 Erilaisia polttoainekiertoja

Ydinpolttoainekierrolle on olemassa useita erilaisia variaatioita. Erilaiset polttoainekierrat erottuvat toisistaan tavallisesti sen mukaan minkälaisia reaktoreita ja polttoainetta käytetään, ja kuinka käytettyä polttoainetta jatkokäsitellään tai kierrätetään. Ydinpolttoainekierrat voivat sisältää esimerkiksi tavallisia kevytvesireaktoreita, jotka käyttävät rikastettua UO_2 -polttoainetta, tai nopeita reaktoreita, jotka käyttävät MOX-polttoainetta ja tarvitsevat näin ollen plutoniumia polttoaineen valmistukseen. CANDU-reaktoreita (kanadalaisten kehittämä raskasvesireaktori) sisältävät polttoainekierrat käyttävät rikastamatonta UO_2 -polttoainetta ja polttoainekierto ei näin ollen sisällä rikastusta ollenkaan. Reaktorin jälkeisten prosessien suhteen polttoainekierrat eroavat sen mukaan kuinka polttoainetta jatkokäsitellään. Polttoaine voidaan joko loppusijoittaa suoraan tai erottaa siitä jälleenkäsittelylaitoksella uudelleen polttoaineeksi kelpaavat materiaalit ja kierrättää ne takaisin polttoaineen valmistukseen. Polttoaineeksi kelpaamaton osa voidaan joko loppusijoittaa tai sitä voidaan edelleen käsitellä ja pyrkiä vähentämään syntyvien jätteiden määrää ja radioaktiivisuutta. [Cochran et al. 1992, 16-19; NEA 2006, 22-28]

Taloudellisen yhteistyö- ja kehittämissjärjestön (OECD) ydinenergian virasto (NEA) on jakanut erilaiset polttoainekierron kolmeen eri ryhmään: 1) polttoainekierron, jotka ovat toteutettavissa nykyisellä teknologialla, 2) osittain suljetut polttoainekierron ja 3) kokonaan suljetut polttoainekierron. [NEA 2009, 22]

Nykyisellä teknologialla toteutettavat polttoainekierron käsittää erilaisia kevytvesireaktoreiden ympärille rakentuneita polttoainekiertoja. Ryhmä sisältää muun muassa nykyisin yleisimmin käytössä olevan täysin avoimen polttoainekierron, jossa käytetty polttoaine lopputuotetaan suoraan ilman jatkokäsittelyä. Tämän lisäksi mukana on plutoniumin kertaalleen kierrättäminen käytetystä polttoaineesta takaisin MOX-polttoaineeksi kevytvesireaktoriin, ja CANDU-reaktorille suunniteltu DUPIC-kierto, jossa tavallinen kevytvesireaktorin käytetty UO_2 -polttoaine kierrätetään kertaalleen CANDU-reaktorissa. Aktinidit ja fissiotuotteet lopputuotetaan suoraan tämän ryhmän polttoainekierron. [NEA 2009, 22, 24]

Osittain suljetuille polttoainekierron on yhtenäistä, että plutoniumia kierrätetään lopputuotettiin. Plutoniumin kierto toteutetaan kevytvesireaktoreissa MOX-polttoaineella, jossa plutonium on sekoitettu rikastetun UO_2 -polttoaineen kanssa (tavallisesti MOX-polttoaine valmistetaan plutoniumista ja joko köyhdytetystä uraanista tai luonnonuraanista). Ryhmän kierron eroavat toisistaan kuitenkin aktinidien kierrätyksessä. Neptunium lopputuotetaan suoraan kaikissa kierron, mutta amerikumia sekä curiumia kierrätetään joko nopeassa reaktorissa tai MOX-polttoaineeseen sekoitettuna kevytvesireaktoreissa. Fissiotuotteet lopputuotetaan suoraan tämän ryhmän polttoainekierron. [NEA 2006, 22-23, 25]

Kokonaan suljetuissa polttoainekierron kierrätetään käytetystä polttoaineesta uraanin ja plutoniumin lisäksi myös kaikki aktinidit. Suoraan lopputuotukseen menevä osuus käsittää vain fissiotuotteet sekä aktinidien erotuksen häviöt. Ryhmän jokainen kierto sisältää nopean reaktorin ja lisäksi yhdessä mukana on vielä aktinidien hävittämiseen erikoisesti tarkoitettu alikriittinen reaktori. Osa kolmannen ryhmän polttoainekierron perustuu kokonaan nopeille reaktoreille, joissa polttoaineen uraanina käytetään vain rikastuslaitokselta saatavaa köyhdytettyä uraania. [NEA 2006, 23-24, 26]

Tällä hetkellä yleisimmin kaupallisessa käytössä on avoin polttoainekierto, jossa reaktorina käytetään kevytvesireaktoria [GIF 2002, 2]. Osittain suljettua polttoainekiertoa käytetään jonkin verran muun muassa Ranskassa, Japanissa ja Venäjällä, jossa plutoniumia kierrätetään MOX-polttoaineena kevytvesireaktoreissa. Kanadassa on käytössä avoin polttoainekierto, jossa reaktorina on aiemmin mainittu raskasvesireaktori (CANDU). Myös kehittyneempiä polttoainekiertoja on jonkin verran käytössä ja kehityksen kohteena. [In Soon Chang 2003, 98]

3 YDINPOLTTOAINEKIERRON YMPÄRISTÖVAIKUTUKSET

Tässä luvussa käydään läpi ydinpolttoainekierron eri prosessien ympäristövaikutuksia. Eri prosessien päästöjen ja jätteiden määrittelyssä keskitytään pääosin radioaktiivisiin päästöihin. Joissain tapauksissa myös muita päästöjä on mainittu, jos ne ovat ympäristövaikutuksiltaan merkittäviä. Tarkempi kuvaus prosessien menetelmistä on esitetty luvussa 2.

3.1 Uraanin louhinta

Uraanin louhinnasta ja uraanimalmin kemiallisesta rikastuksesta aiheutuu päästöjä niin vesistöihin, ilmaan kuin maaperäänkin. Ilmakehään pääsevistä päästöistä merkittävimmät ovat radioaktiivinen radonkaasu sekä kaivostoiminnassa syntyvä pöly. Pohja- ja pintavesistöihin päästöjä voi syntyä esimerkiksi kaivosalueen valumavesien mukana. Jätteistä merkittävimmät ovat malmin kemiallisessa rikastuksessa syntyvät jätteet. Uraanin louhinnan päästöt eivät kuitenkaan eroa merkittävästi muiden mineraalien louhinnasta. [IAEA 1996, 25-26].

Radon on kaasumainen radioaktiivinen aine, jota syntyy luonnossa esiintyvien U-238 ja Th-232 radioaktiivisessa hajoamisessa [IAEA 2002a, 9]. Radon itsessään ei ole terveydelle kovin vaarallinen, mutta kaasumaisena aineena se pääsee helposti kulkeutumaan hengitettävän ilman mukana keuhkoihin. Radonin tytärnuklidit ovat kiinteitä alfa-aktiivisia aineita ja syntymällä keuhkoissa ne eivät enää poistu uloshengitettävän ilman mukana, vaan jäävät elimistöön aiheuttaen sisäistä säteilyannosta. Ilman suodattamisella sekä riittävällä tuuletuksella radonista aiheutuvaa säteilyannosta voidaan vähentää. Maanalaisissa kaivoksissa myös hengityssuojaimen käyttö voi olla suotavaa. [Marshall 1983, 68]

Radon on ongelma erityisesti uranikaivoksilla, jossa maankuoren uraanipitoisuudet ovat tavallisesti muita kaivoksia suuremmat. Radonin vapautuminen ilmakehään li-

sääntyy, kun uraanimalmi paljastetaan maankuoresta ja sitä edelleen louhitaan ja murskataan. Erityisesti maanalaisissa kaivoksissa radonin pitoisuudet voivat olla suuria, kun taas avolouhoksissa radon laimenee nopeasti ilmakehään. Liutusmenetelmässä radon liukenee maaperästä uraaniliuoksen mukaan ja voi vapautua kemiallisen rikastuksen aikana. Radon täytyykin ottaa huomioon louhinnan lisäksi myös uraanimalmin kemiallisessa rikastuksessa sekä myös kaivos- sekä rikastusjätettä käsiteltäessä ja loppusijoitettaessa. [Marshall 1983, 68] [IAEA 1996, 25, 29] Radonin vapautumiseen vaikuttavat myös sääolot kuten tuulisuus, lämpötila, suhteellinen kosteus ja maaperän kosteus. [IAEA 2002a, 9]

Radonin ohella radioaktiivinen pöly on toinen kaivostoiminnasta aiheutuva päästö ilmakehään. Pölypäästöjen lähteitä voivat olla esimerkiksi kaivosten tiet sekä erilaiset malmi- ja jätetasat. Malmin kemiallisessa rikastuksessa pölypäästöjä voi syntyä muun muassa uraanimalmin murskauksen ja puuterimaisen uraanirikasteen pakkauksen aikana. Myös tuulella on suuri merkitys pölypäästöjen määrään. Kaivosjätteistä sekä rikastuslaitoksen jätteistä nouseva pöly voi sisältää muun muassa pitkäikäisiä alfa-aktiivisia aineita, raskasmetalleja sekä silikaatteja. Pölyhaittoja voidaan ehkäistä esimerkiksi peittämällä jätetasoja ja kastelemalla teitä. [IAEA 1996, 26, 29; IAEA 2002a, 9-10] Radioaktiivisten aineiden lisäksi ilmakehään voi vapautua myös erilaisia prosessipäästöjä kuten rikkihappohöyryjä ja haihtuneita orgaanisia kemikaaleja sekä palamistuotteita kuten hiilen, typen ja rikin oksideja. [IAEA 1996, 29]

Radioaktiivisia sekä muita ympäristölle haitallisia aineita voi kulkeutua ympäristöön myös erilaisten valumavesien mukana. Kulkeutuminen voi tapahtua esimerkiksi kaivoksien vedenpoiston kautta, kaivosjätealtaiden ja uraanimalmivarastojen läpi suodatuneiden pinta- ja sadevesien mukana tai erilaisista vuodoista. [IAEA 1996, 25] Eritoten maanpäälliset suojaamattomat jätealtaat ja malmivarastot ovat hyvin alttiita tuulija vesieroosiolle. Suojaamalla ja stabiloimalla altaat sekä malmivarastot voidaan päästöjä vähentää. [IAEA 2002a, 7] Kontaminoituneen veden sisältämät radioaktiiviset aineet ovat tavallisesti veteen liuenneita uraanin, toriumin, radiumin sekä lyijyn ioneja. Muita haitallisia aineita voivat olla esimerkiksi ammoniakki, orgaaniset aineet, kloridi, sulfaatit sekä erilaiset raskasmetallit, kuten arsenikki, seleeni ja nikkeli. [IAEA 1996, 25]

Uraanimalmin kemiallisessa rikastuksessa syntyvät jätteet ovat ympäristövaikutuksien kannalta tärkeä jätevirta uraanin louhinnassa. Rikastuksen jätevirta koostuu pääosin kivimateriaalista, jonka sisältämästä uraanista suurin osa on huuhdottu pois. Lisäksi jätteet sisältävät prosessissa syntyneitä jäteliuoksia, malmin sisältämiä raskaita metalleja sekä erilaisia prosessikemikaaleja, kuten ammoniakkia ja orgaanisia aineita. Jätteen kivimateriaalin määrä on melkein sama kuin kemialliseen rikastukseen tulevan uraanimalmin, koska erotetun uraanin määrä malmissa on suhteellisen pieni. Kemiallisessa rikastuksessa jätteitä arvioidaan syntyvän noin 4600-6800 m³ tuotettua TWh sähköä kohti. [IAEA 1996, 28]

Uraanin kemiallisen rikastuksen jättekivimateriaali sisältää suurimman osan rikastukseen tulevan malmin radioaktiivisuudesta (noin 70 %). Osa aktiivisuudesta on hävinnyt luonnollisen hajoamisen kautta ja osa siirtynyt uraanin mukana. Radioaktiiviset materiaalit ovat kuitenkin pitkäikäisiä ja niiden pitoisuus on suhteellisen pieni. Radioaktiiviset materiaalit ovat luonnossa esiintyviä uraanin hajoamistuotteita, kuten esimerkiksi radium-226, joka hajotessaan tuottaa radonia. [IAEA 1996, 28]

Malmin kemiallisen rikastuksen jätteet on varastoitu tavallisesti laitosalueella oleviin altaisiin, jotka on suunniteltu estämään jätteiden sisältämien haitallisten aineiden pääsy pohjaveteen. Raskassälpää sekä bariumia on käytetty estämään radioaktiivisen radiumin pääsemistä vapaaksi nestemäisistä jätteistä ja kalkilla on stabiloitu kiinteää jätettä. Kemiallisessa rikastuksessa käytetyt orgaaniset liuotteet joko poistetaan jätteistä tai absorboidaan aktiivihiiileen. Jätteiden käsittelystä huolimatta malmin kemiallisessa rikastuksessa syntyneet jätteet tarvitsevat jatkuvaa seurantaa. Laitoksen sulkemisen yhteydessä ne peitetään maa-aineksella gamma-säteilyn ja vapautuvan radonin vuoksi. [Marshall 1983, 69; Kok 2009, 251]

3.2 Konversio

Radioaktiivisten aineiden päästöt konversiolaitoksilla ovat vähäiset. Ainut potentiaalinen päästö voi syntyä prosessista vapautuvan pölymäisen uraanin tai UF₆ toimesta.

Konversiolaitokset on tavallisesti varustettu erilaisilla pölynerottimilla ja pesureilla, jotka estävät päästöjen pääsyä ympäristöön poistoilman mukana. Ulkoisen säteilyn määrä konversiolaitoksella on vähäistä ja ainut tapa altistua merkittävälle määrälle säteilyä on hengittää uraanipitoista pölyä. Tämä on kuitenkin epätodennäköistä, koska konversiolaitoksen prosessien täytyy olla todella tiiviitä reaktiivisen UF_6 vuoksi. [IAEA 1996, 35]

Suurin osa konversiolaitoksen radioaktiivisia aineita sisältävistä jätteistä syntyy uraanin puhdistuksessa. [NEA 2000b, 26] Kuten edellä luvussa 2.3 on mainittu, konversio-prosessissa käytetään kahdenlaista kemiallista menetelmää, märkä- ja kuivamenetelmää, jotka eroavat toisistaan puhdistusmenetelmän suhteen. Märässä menetelmässä uraanirikasteen puhdistuksessa syntyvä jätevirta on nestemäistä ja se sisältää suurimman osan rikasteen sisältämistä epäpuhtauksista. Epäpuhtaudet käsittävät muun muassa radiumia, Th-230:tä, tributyylifosfaattia sekä raskaita metalleja. Tämä jätevirta tavallisesti neutraloidaan sekä säilötään altaissa. Muita syntyviä päästöjä ovat muun muassa typpihapon käsittelemisestä aiheutuvat höyryt, fluorivetypäästöt sekä lisäksi fluorausvaiheessa syntyy mahdollisesti pieniä määriä kalsiumfluoridia. Kuivassa menetelmässä syntyvä jäte on pääasiallisesti tuhkan muodossa. Tämä tuhka sisältää muun muassa rautaa, kalsiumia, magnesiumia, kuparia sekä fluorideja ja se loppusijoitetaan matala-aktiivisena jätteenä. Joissain konversiolaitoksissa puhdistuksen jätevirta palautetaan takaisin uraanimalmin kemialliseen rikastukseen, jossa siitä otetaan talteen jäännösuraaani, minkä jälkeen se loppusijoitetaan yhdessä muiden rikastusjätteiden kanssa. [IAEA 1996, 34-35]

Radioaktiivisten aineiden lisäksi konversioprosessissa käsitellään myös paljon kemiallisesti ympäristölle haitallisia aineita. Näitä aineita ovat esimerkiksi typpi- ja rikkihappo, ammoniakki, sekä hydrofluoridi (HF). Ilmakehään vapautuu konversioprosessin aikana myös kasvihuonekaasupäästöjä kuten esimerkiksi typen oksideja. Suurimman ympäristöriskin konversiolaitoksella aiheuttaakin erilaisten kemikaalien (esimerkiksi UF_6 , HF ja N_3H) pääsy ympäristöön onnettomuuden yhteydessä. [IAEA 1996, 25-36]

3.3 Isotooppirikastus

Uraanin isotooppirikastuksesta aiheutuvat radioaktiiviset päästöt sekä työntekijöille aiheutuneet säteilyannokset ovat yleisesti suhteellisen pienet. Mahdolliset radioaktiiviset päästöt koostuvat pääosin pitkäikäisistä uraanin isotoopeista, kuten U-234, U-235 ja U-238, sekä U-238:n hajoamistuotteista, kuten Th-234 ja Pa-234m. Uraanihävikit ovat tavallisesti rikastuksessa pienet, koska rikastusprosessien täytyy olla todella tiiviitä UF₆:n voimakkaan reaktiivisuuden vuoksi. Suurin vaara työntekijöille aiheutuukin kemiallisesti reaktiivisen UF₆ vapautumisesta onnettomuustilanteessa. Prosessista vapautuvia ei-radioaktiivisia päästöjä voivat olla pienet määrät ilmaan vapautuvia fluori- ja typen oksideja, jotka voivat syntyä esimerkiksi puhdistus- tai jäähdytysprosesseissa. Rikastuksessa syntyvä köyhdytetty uraani tavallisesti varastoidaan mahdollista uusiokäyttöä varten, jonka vuoksi sitä ei lasketa jätteeksi. [IAEA 1996, 37-38; NEA 2000b, 26-27]

Uraanin rikastus tarvitsee lisäksi paljon sähköä, jonka tuottaminen aiheuttaa omat ympäristövaikutuksensa. Jos rikastusmenetelmänä käytetään diffuusiota, rikastuksen osuus kaikesta polttoaineen valmistuksessa tarvittavasta sähköstä on jopa 92 %. Käyttämällä rikastusmenetelmänä sentrifugirikastusta, sähkön kulutus voidaan pudottaa jopa kymmenesosaan diffuusiomenetelmään verrattuna. [IAEA 1996, 37]

3.4 Polttoaine-elementtien valmistus

Samoin kuin konversio- ja rikastuslaitoksissakin polttoaineen valmistuksessa syntyvien radioaktiivisten päästöjen merkitys polttoainekierron kokonaispäästöjen suhteen on tavallisesti pieni [UNSCEAR 2000, 182]. Merkittävin ympäristöriski aiheutuu laitokselle saapuvan kaasumaisen UF₆ muuntamisessa kiinteäksi UO₂:ksi. Pieniä määriä radioaktiivisia aineita vapautuu kaasumaisina, nestemäisinä ja kiinteinä jätteinä. [IAEA 2002b, 14] Mahdolliset radioaktiiviset päästöt koostuvat uraanin isotooppien U-234, U-235 ja U-238 sekä U-238:n hajoamistuotteista [IAEA 1996, 37]. Jos polttoaineen valmistuksessa käytetään kierrätettyä uraania, joka voi sisältää pieniä määriä

plutoniumia, aktinideja sekä fissiotuotteita, voivat laitoksen säteilymäärät sekä radioaktiivisten aineiden määrät jätteissä lisääntyä. [NEA 2006, 53]

Kemiallisista päästöistä merkittävin ympäristövaikutuksen suhteen on HF, jota voi vapautua, kun kaasumainen UF_6 muutetaan takaisin kiinteäksi UO_2 :ksi. Nestemäiset päästöt voivat lisäksi sisältää erilaisia typpiyhdisteitä, jotka ovat seurausta ammoniakki- ja typpihapon käytöstä. [IAEA 1996, 39-40] Erilaisia kemiallisia päästöjä mitataan jatkuvasti poistovedestä eikä vesiä päästetä ympäristöön ennen kuin ne alittavat viranomaisten asettamat päästörajat. Laitosten päästöt vaihtelevat muun muassa sen mukaan minkälaisia prosesseja laitos sisältää ja kuinka päästövirtoja käsitellään ennen vapauttamista. [IAEA 2002b, 16]

Työntekijöille säteilyannosta voi aiheutua niin ulkoisesta kuin sisäisestäkin säteilystä. Uraani-isotooppien hajoaminen aiheuttaa altistuksen gamma-säteilylle, tosin säteilymäärät eivät ole kovin merkittäviä. Sisäistä säteilyä voi aiheutua, jos hengitettävä ilma sisältää uraania ja sen hajoamistuotteita. Työntekijöiden saamat säteilyannokset ovat kaiken kaikkiaan suhteellisen olemattomia normaalin käytön aikana niin UO_2 -polttoaineen kuin MOX-polttoaineenkin valmistuksessa. [IAEA 1996, 40-44]

Polttoaineenvalmistuslaitoksilla käytetään tavallisesti erilaisia puhdistusmenetelmiä kaasumaisten ja nestemäisten jätteiden puhdistuksessa. Työpisteet ovat tavallisesti alipaineistettuja ja poistoilma suodatetaan ennen vapauttamista ympäristöön. Poistoilman alfa-aktiivisuutta valvotaan jatkuvasti erilaisin mittauksin. Poistovedet kerätään erillisiin tankkeihin ja niistä mitataan radioaktiivisten ja kemiallisten aineiden määrät ennen vapauttamista ympäristöön. Poistovedet käsittävät esimerkiksi valvotun alueen käsienvesivedet ynnä muut pesuvedet. [IAEA 2002b, 14-16]

MOX-polttoaineen valmistuksessa syntyvät päästöt eroavat jonkin verran tavallisen UO_2 -polttoaineen valmistuksesta. Erona on, että kaasumaiset ja nestemäiset radioaktiiviset päästöt sekä jätteet voivat nyt sisältää uraanin isotooppien lisäksi myös plutoniumia. Suurin osa vapautuneesta aktiivisuudesta onkin peräisin plutoniumista. Päästöt eivät kuitenkaan ole merkittäviä MOX-polttoaineen valmistuksessakaan ja poisto-kaasujen sekä -nesteiden puhdistusmenetelmät ovat hyvin samanlaisia kuin UO_2 -

polttoaineen valmistuksessa ja plutoniumpitoisuudet pidetään mahdollisimman alhaisina. Plutoniumin käsittelyssä käytetään apuna eristyskaappeja (glove boxes) sekä kauko-ohjausta. Työntekijöille aiheutuu jonkin verran säteilyannosta ulkoisen gamma- sekä neutronisäteilyn johdosta, mutta normaalikäytöllä määrät ovat pieniä. MOX-polttoaineen valmistuksessa syntyy jonkin verran nestemäisiä ja kiinteitä radioaktiivisia jätteitä eri prosesseissa ja ne käsitellään tavallisesti matala- tai keskiaktiivisena jätteenä. [IAEA 1996, 43-44; NEA 2006, 53-54]

3.5 Reaktori

Ydinreaktorin normaalin käytön aikana radioaktiivisia aineita vapautuu poistoveden ja -ilman mukana ympäristöön. Päästöjen määrät voivat vaihdella erilaisten reaktoreiden, mutta myös samanlaisten reaktoreiden välillä paljonkin. Joitakin päästöihin vaikuttavia tekijöitä ovat muun muassa polttoaineen eheys, erilaiset huolto-operaatiot ja niiden menettelytavat, vesikemia sekä rakennemateriaalit. Lisäksi erilaiset mittaus- ja raportointimenetelmät eri toimijoiden kesken voivat vaikuttaa päästömittaustuloksiin. [UNSCEAR 2000, 183, 186]

Radioaktiiviset päästöt koostuvat lukuisista erilaisista radioaktiivisista aineista. Tavallisesti ydinreaktorin radioaktiiviset päästöt sisältävät muun muassa jalokaasuja kuten Kr-85, Xe-133, Xe-135, Ar-41, halogeeneja ja aerosoleja kuten I-129, I-131, Co-58, Co-60, Cs-134, Cs-137, ja lisäksi tritiumia (H-3) sekä C-14. Tyypilliselle painevesireaktorille ilman mukana kulkeutuvista aineista merkittävimpiä ovat tritium, C-14 ja Ar-41 ja jätevesien mukana kulkeutuvista tärkeimpiä ovat tritium ja C-14. [NEA 2000b, 29-30, 78-81]

Jalokaasupäästöjen koostumus vaihtelee reaktorityypin mukaan ja niitä vapautuu ympäristöön erityisesti polttoainevaihtoseisokin aikana. Painevesireaktoreiden tapauksessa merkittävimmät jalokaasut ovat ksenonin isotoopit 133 ja 135. Kiehumisvesireaktoreilla koostumus vaihtelee enemmän, mutta krypton ja ksenon ovat merkittäviä. Kr-85:sta lukuun ottamatta jalokaasujen puoliintumisaika on kuitenkin vain muutaman päivän luokkaa, joten yleisesti niiden pitoisuuksia ei havaita ydinvoimaloiden lähei-

syydessä. Kr-85:llä puoliintumisaika on 10,7 vuotta ja sen pitoisuuksia voidaankin pieninä määrinä havaita ilmakehästä. [NEA 2003, 49-51; UNSCEAR 2000, 183]

Tritiumia ja C-14:sta vapautuu ydinvoimalaitoksilta poistoilman sekä -veden mukana. Kumpaakaan näistä aineista ei erityisesti yritetä ottaa talteen ja niiden pitoisuuksia voidaankin havaita pieninä määrinä ympäristöstä (luonnollisesti esiintyvän tritiumin ja C-14 lisäksi). Suurimman säteilyaltistuksen tavalliselle väestölle aiheuttaa C-14. [NEA 2003, 49-51] Jäteveden mukana poistuvien radioaktiivisten aineiden pitoisuudet vaihtelevat myös eri reaktoreilla. Tritiumin ja C-14:n lisäksi tyypillisiä jätevesien mukana kulkevia aineita ovat muun muassa koboltin isotoopit 58 ja 60, cesiumin isotoopit 134 ja 137 sekä joissain tapauksissa myös Ag-110m ja Sb-124 voivat esiintyä suhteellisen korkeina pitoisuuksina. [UNSCEAR 2000, 183-186] Myös aktinideja voidaan havaita erittäin pieniä määriä poistoilmasta ja -vedestä. [NEA 2003, 49]

Ydinvoimalaitoksen käytön aikana syntyvien kiinteiden jätteiden radioaktiivisuus, koostumus sekä määrä vaihtelevat reaktorityypin ja toiminnan mukaan. Jätteet koostuvat muun muassa poistoveden ja -ilman puhdistusprosessien jätteistä, kuten esimerkiksi veden puhdistuksessa käytetyistä ioninvaihtohartseista ja filttareista, ja laitoksen normaalissa käytössä likaantuneista työvälineistä, öljyistä, vaatteista sekä laitoksen komponenteista. Nämä erilaiset jätteet voivat olla kontaminoituneita useista erilaisista radioaktiivisista aineista kuten esimerkiksi aktivointituotteista, korroosiotuotteista sekä myrkyllisistä metalleista riippuen siitä, mistä prosessin vaiheesta ne ovat tulleet. [IAEA 2002c, 4-5; NEA 2006, 57]

3.6 Varastointi ja kuljetukset

Polttoaineen vesivarastoinnissa jäähdyttäjänä ja säteilysuojana toimiva vesi sisältää radioaktiivisia aineita ja tarvitsee jatkuvaa kemikaalikoostumuksen seurantaa vaikka polttoaine-elementit eivät olisikaan vahingoittuneet. Radioaktiivisista aineista yleisin on Co-60, jota syntyy teräksen aktivoituessa neutronisäteilyssä. Co-60:n lisäksi vedessä on Mn-54:aa sekä jonkin verran cesiumia. Veden aktiivisuustasoa pidetään sallituissa rajoissa puhdistamalla sitä säännöllisesti. Poistoveden sekä -ilman puhdistuksessa

syntyy jonkin verran radioaktiivisia jätteitä kuten erilaiset käytetyt suodattimet sekä jäteliitteet. [IAEA 1996, 46]

Käytetyn polttoaineen kuljetuksissa käytetty kuljetusastia on tavallisesti kontaminoitunut sekä sisäisesti että ulkoisesti. Sisäinen kontaminoituminen johtuu tavallisesti polttoaine-elementtien pinnalle kiinnittyneestä hiukkaskerroksesta. Nämä hiukkaset voivat sisältää ydinreaktorin primääripiirin aktivoituneita korroosiotuotteita tai polttoaine-elementin rakenneosien aktivointituotteita kuten esimerkiksi Co-60. Jos reaktorissa on ollut rikkonainen polttoaine-elementti, jätteestä voi löytyä myös fissiotuotteita, aktinideja, plutoniumia ja uraania. Ulkoinen kontaminaatio on peräisin polttoaineen laastauksesta, kun kuljetusastia upotetaan kontaminoituneeseen varastointialtaaseen. Kuljetusastia pestään kuitenkin ennen kuin se poistuu laitosalueelta, niin että viranomaismääräykset sallivat kuljetuksen. [IAEA 1996, 45-46] Tiukan testauksen sekä viranomaissääntelyn vuoksi kuljetuksista aiheutuvat radioaktiiviset päästöt sekä kuljetuksista aiheutuvat säteilyannokset ovatkin olleet yleisesti pieniä. [NEA 2000b, 36]

Käytetyn ydinpolttoaineen sekä korkea-aktiivisen jätteen kuljetukset ovat kuitenkin tähän mennessä olleet vähäisiä, koska suurin osa käytetystä polttoaineesta on nykyisin useimmiten varastoitu ydinvoimalan laitosalueelle ilman tarvetta laitosalueen ulkopuolisille kuljetuksille. Tulevaisuudessa, jos loppusijoituslaitokset valmistuvat ja polttoaineen jälleenkäsittely yleistyy, ydinpolttoaineiden laitosalueen ulkopuoliset kuljetukset tulevat luultavasti kuitenkin lisääntymään merkittävästi. [IAEA 2007b, 1, 12-13] Tämä lisää mahdollisesti myös kuljetuksista aiheutuvia ympäristövaikutuksia sekä onnettomuusriskiä.

3.7 Jälleenkäsittely

Ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyssä käytetty ydinpolttoaine pilkotaan ja erotellaan useisiin eri jakeisiin erilaisten kemiallisten ja mekaanisten prosessien avulla. Jälleenkäsittelylaitosten käsittelemän radioaktiivisen materiaalin määrä on suuri ja laitoksen eri prosesseista aiheutuu useita erilaisia radioaktiivisia jäte- ja päästövirtoja. Nämä erilaiset jätteet voidaan jakaa viiteen eri ryhmään: 1) korkea-aktiivinen nestemäinen

jäte, 2) keskiaktiivinen nestemäinen jäte, 3) matala-aktiivinen nestemäinen jäte, 4) kaasumainen jäte sekä 5) kiinteä jäte. [IAEA 1996, 48-52]

Jälleenkäsittelyn korkea-aktiiviset nestemäiset jätteet käsittävät käytetyn polttoaineen fissiotuotteet sekä sivuaktinidit sekä lisäksi pieniä määriä uraania, plutoniumia, prosessikemikaaleja ja muita epäpuhtauksia. Nämä jätteet tuottavat vielä jälkilämpöä, joten ne tarvitsevat jatkuvaa jäähdytystä. Lopulta ne kiinteytetään lasiin ja loppusijoitetaan korkea-aktiivisena jätteenä. Keskiaktiivisia nestemäisiä jätteitä syntyy muun muassa poistokaasujen puhdistuksessa, korkea-aktiivisen jätteen käsittelyssä sekä erilaisten puhdistusmenetelmien käytössä. Nämä jätteet väkevöidään haihuttamalla sekä kiinteytetään ja loppusijoitetaan lopulta keskiaktiivisen jätteen tavoin. Matala-aktiivista jätettä syntyy muun muassa käytetyn polttoaineen varastointialtaan puhdistuksessa, eri jälleenkäsittelyprosesseissa ja keskiaktiivisen jätteen käsittelyssä. Nämä jätteet joko käsitellään ja loppusijoitetaan tai vapautetaan ympäristöön riippuen jätteen ominaisuuksista. Nämä kaikki jätevirrat käsitellään ja loppusijoitetaan, joten ne eivät oikeastaan ole jälleenkäsittelystä aiheutuvia päästöjä. [IAEA 1996, 50; NEA 2006, 59-60]

Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyssä syntyvät poistokaasut sisältävät useita erilaisia radioaktiivisia aineita sekä lisäksi typpioksidipäästöjä johtuen typpihapon käytöstä. Prosesseissa syntyvät kaasut käyvät läpi useita erilaisia puhdistusmenetelmiä ennen kuin ne vapautetaan lopullisesti ympäristöön. Puhdistusmenetelminä käytetään muun muassa tiivistintä ja kaasupesuria ottamaan talteen typpioksidipäästöt ja kaasun mukana kulkeva typpihappo, sekä suodattimia vähentämään hiukkaspäästöjä. Kaasumaisista radioaktiivisista aineista keski- ja pitkäikäiset nuklidit kuten tritium, C-14, Kr-85, Ru-106, Cs-137 sekä I-129 ovat merkittävimpiä päästöjen kannalta, kun taas ksenonin ja I-131:n puoliintumisajat ovat niin lyhyitä, että niiden määrä ehtii vähentyä merkittävästi jo varastoinnin aikana. Edellä olevien lisäksi ilman mukana kulkeutuu mahdollisesti myös uraanin, plutoniumin sekä sivuaktinidien eri isotooppeja. Kaikkein merkittävimmät radioaktiiviset aineet päästöjen kannalta ovat kuitenkin tritium, C-14, Kr-85 sekä I-129. Nykyisin tritium, C-14 ja I-129 otetaan ensin talteen, jonka jälkeen ne laimennetaan meriveteen, niin että niiden ympäristövaikutukset jäävät mahdollisimman pieniksi. Ei-radioaktiivisten aineiden kaasumaiset päästöt ovat tavallisesti paljon päästörajojen alapuolella. [IAEA 1996, 50-51; NEA 2006, 59]

Jälleenkäsittelyssä syntyvää radioaktiivista kiinteää jätettä ovat muun muassa pilkottujen polttoaine-elementtien rakenneosat, käytetyt poistokaasufiltterit, käytöstä poistetut ja kontaminoituneet laitteet ja varusteet, ja muu kontaminoitunut jäte. Kontaminoituneet jätteet yritetään mahdollisuuksien mukaan puhdistaa ja hävittää tavallisen jätteen tavoin. Muussa tapauksessa ne loppusijoitetaan radioaktiivisena jätteenä. [IAEA 1996, 51]

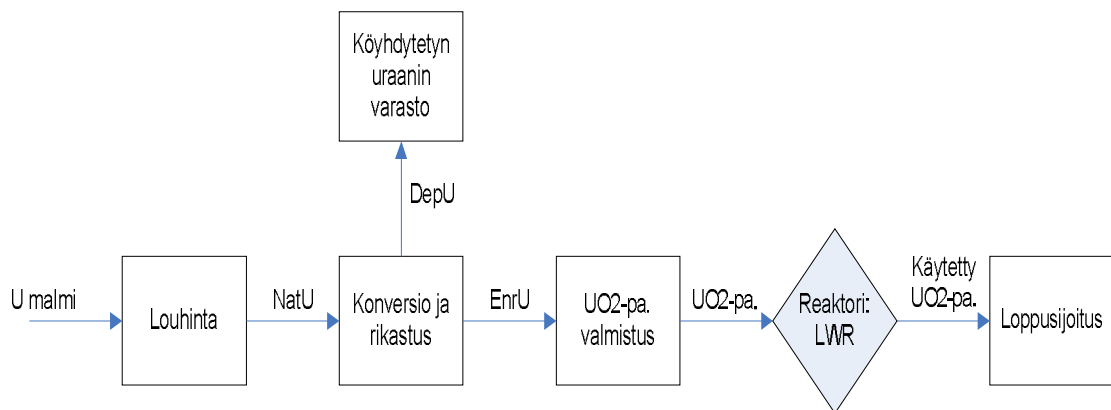
4 VERTAILTAVAT POLTTOAINEKIERTOVAIHTOEHDOT

Tämän kappaleen tarkoituksena on esitellä tähän työhön valitut vertailtavat polttoainekierto vaihtoehdot. Työssä käsitellään perusskenaarion lisäksi neljää vaihtoehtoista ydinpolttoainekiertoskenaariota. Eri skenaariot on esitelty luvuissa 4.1 – 4.5.

Eri skenaariot on valittu osittain taloudellisen yhteistyö- ja kehittämissjärjestön (OECD) ydinenergian viraston (NEA) raportin [2006, 22-26] eri ehdotuksien pohjalta. Raportissa eri polttoainekierrat on jaettu kolmeen ryhmään (kts. luku 2.11) ja valinnat on tehty niin, että ensimmäisestä ryhmästä on valittu kaksi skenaariota, toisesta yksi ja kolmannesta kaksi. Perusskenaario sekä ensimmäinen vertailuskenaario ovat suoraan NEA:n raportista (kierrot 1a ja 1b) ja kuuluvat nykyisin toteutettavissa olevien kiertojen ryhmään. Toista vertailuskenaariota ei suoraan löydy NEA:n raportista, mutta se kuuluu osittain suljettujen kiertojen ryhmään. Toinen vertailuskenaario eroaa NEA:n skenaarioista 2a käytetyn polttoaineen sekä reaktorin suhteen. NEA:n raportin polttoainekierrrossa MOX-polttoaineessa käytetään rikastettua uraania ja sitä käytetään kevytvesireaktorin polttoaineena. Tässä työssä MOX-polttoaineessa käytetty uraani on köyhdytettyä ja sitä käytetään nopean reaktorin polttoaineena. Kaksi viimeistä vertailuskenaariota kuuluvat suljettujen polttoainekiertojen ryhmään. Kolmas vertailuskenaario eroaa NEA:n skenaariosta 3a polttoaineen suhteen. NEA on valinnut polttoaineksi uraanimetallin, kun tässä työssä polttoaineena käytetään MOX-polttoainetta. Neljäs vertailuskenaario vastaa NEA:n raportin skenaariota 3cV2.

4.1 Perusskenaario

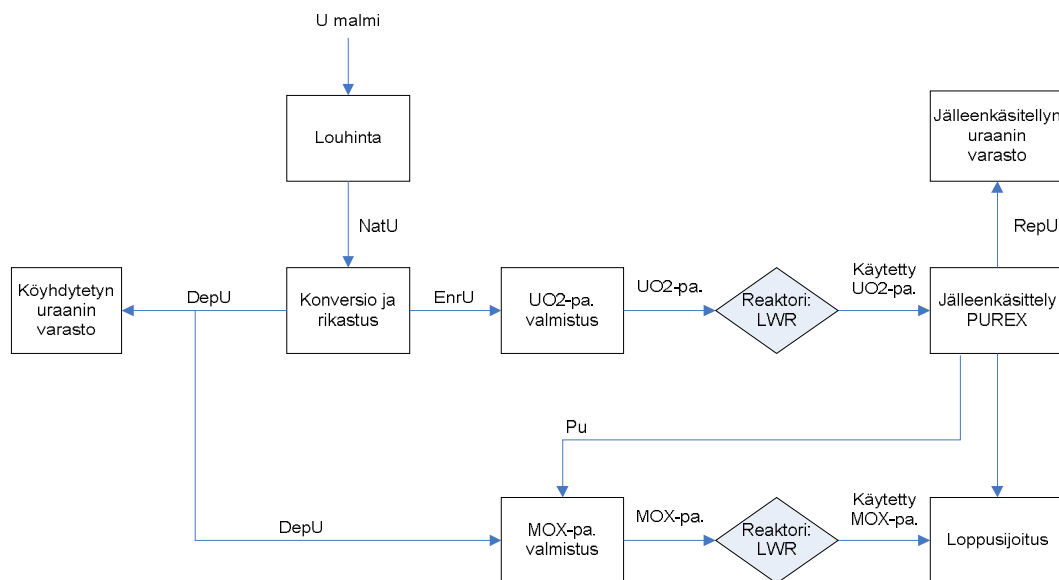
Perusskenaariona työssä käytetään avointa polttoainekiertoa, joka on nykyisin yleisimmin käytetty ydinpolttoainekierto. Polttoainekierron reaktorina toimii III+ - sukupolven terminen kevytvesireaktori, joka käyttää polttoaineenaan rikastettua UO_2 -polttoainetta. Perusskenaarion kaaviokuva on esitetty kuvassa 4. Ketjun alku käsittää uraanin louhinnan, konversion, isotooppirikastuksen ja polttoaineen valmistuksen. Reaktorissa polttoaine tuottaa energiaa neljä vuotta, jonka jälkeen polttoaine varastoidaan ensin reaktorin läheisyydessä olevaan säilytysaltaaseen ja lopulta erilliseen varastoon noin 40 vuodeksi. Varastoinnin jälkeen käytetty polttoaine loppusijoitetaan maanalaiseen loppusijoitustilaan ilman jatkokäsittelyä. Uraanin rikastuksessa syntyvä köyhtynyt uraani varastoidaan, eikä sitä hyödynnetä tai jatkokäsitellä sen enempää.



Kuva 4. Perusskenaarion kaaviokuva. Avoin polttoainekierto toimii vertailun perusskenaariona. (NatU = luonnonuraani, DepU = köyhdytetty uraani, EnrU = rikastettu uraani, LWR = kevytvesireaktori)

4.2 Ensimmäinen vertailuskenaario

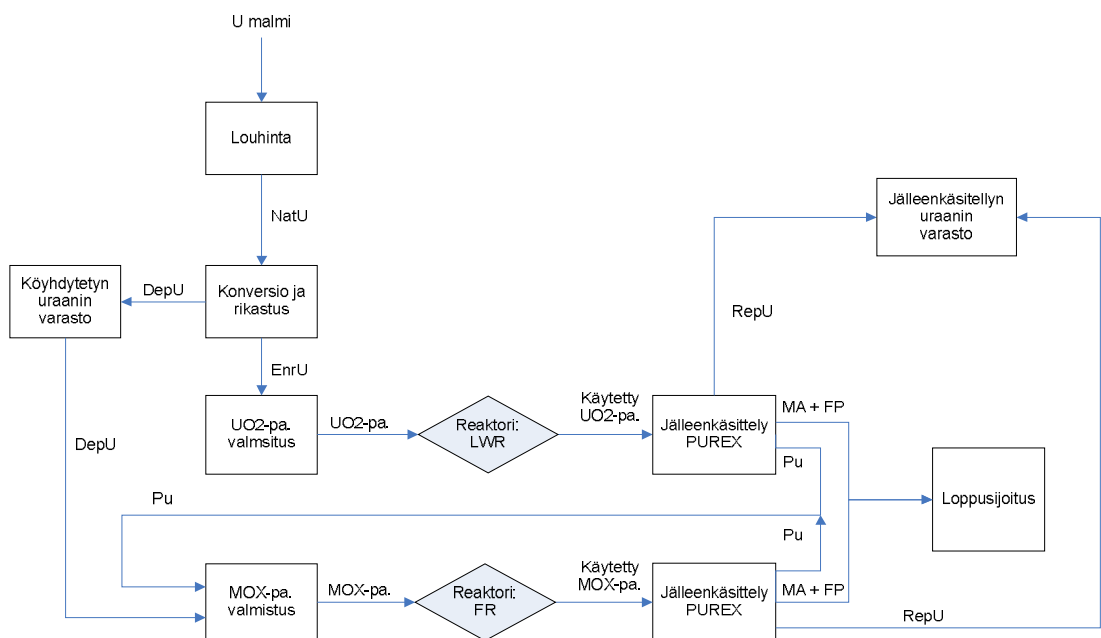
Ensimmäisen vertailuskenaarion polttoainekierto on esitetty kuvassa 5. Ensimmäinen vertailuskenaario eroaa perusskenaariosta käytetyn polttoaineen käsittelyn suhteen. Käytettyä polttoainetta ei suoraan loppusijoiteta vaan se kuljetetaan jälleenkäsittelylaitokselle, jossa siitä PUREX-menetelmän avulla erotetaan uraani ja plutonium. Jälleenkäsiteltyä uraania ei hyödynnetä polttoaineena vaan se varastoidaan mahdollista myöhempää käyttöä varten. Plutonium sen sijaan kierrätetään takaisin polttoaineenvalmistuslaitokselle, jossa siitä valmistetaan MOX-polttoainetta rikastuksesta saadun köyhdytetyn uraanin kanssa. MOX-polttoaineella edelleen korvataan osa käytetystä uraanipolttoaineesta. Polttoainekierron reaktorina on terminen kevytvesireaktori samoin kuin perusskenaariossa. Käytettyä MOX-polttoainetta ei kierrätetä, vaan se varastoidaan ja loppusijoitetaan käytettynä polttoaineena yhdessä jälleenkäsittelylaitoksesta tulevan korkea-aktiivisen jätteen (koostuen pääosin fissiotuotteista ja sivuaktinideista) kanssa. Rikastuksessa syntyvästä köyhdytetystä uraanista osa käytetään MOX-polttoaineen valmistamiseen ja ylijäävä osuus varastoidaan.



Kuva 5. Ensimmäisen vertailuskenaarion polttoainekierron kaaviokuva. (NatU = luonnonuraani, DepU = köyhdytetty uraani, EnrU = rikastettu uraani, RepU = jälleenkäsittely uraani, FP = fissiotuotteet, MA = sivuaktinidit, LWR = kevytvesireaktori)

4.3 Toinen vertailuskenaario

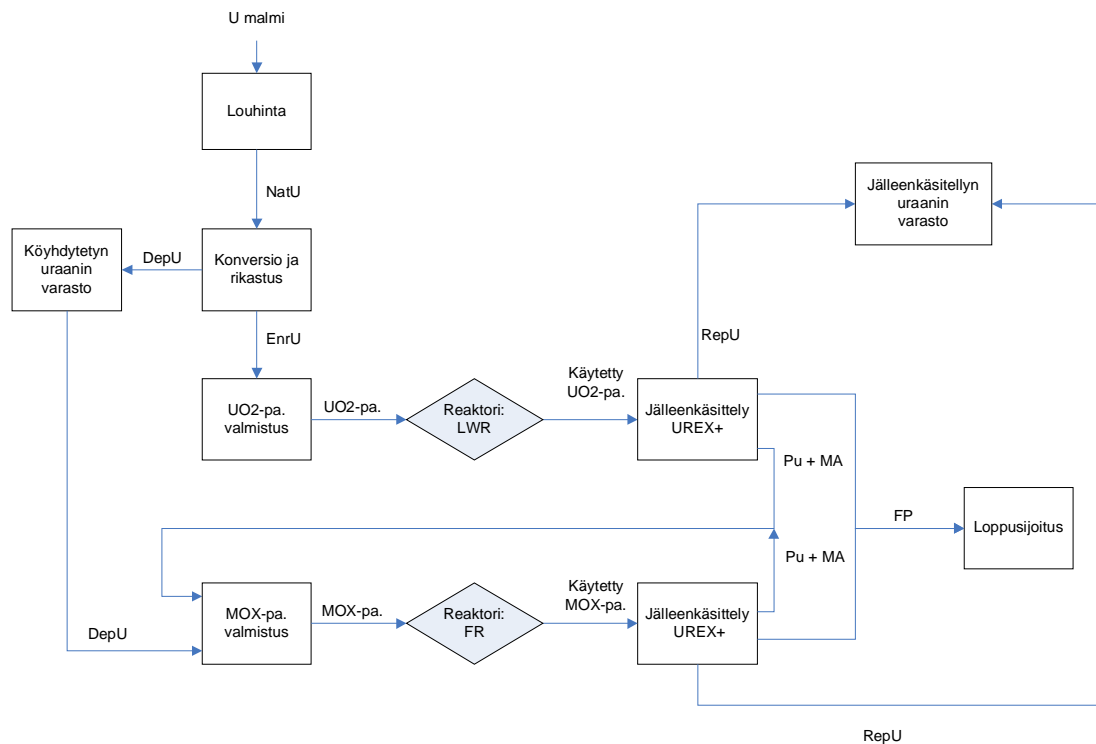
Toisen vertailuskenaarion polttoainekiertoaavio on esitetty kuvassa 6. Erona ensimmäiseen vertailuskenaarioon on, että nyt myös MOX-polttoaine jälleenkäsitellään, ja plutoniumia kierrätetään loputtomiin. Lisäksi polttoainekierto käsittää termisten reaktoreiden lisäksi myös nopeita reaktoreita. Termisille reaktoreille UO_2 -polttoaineen valmistus tapahtuu samalla tavalla kuin edellisissäkin skenaarioissa. Reaktorin jälkeen käytetty UO_2 -polttoaine jälleenkäsitellään ja siitä saatu plutonium kierrätetään MOX-polttoaineen valmistukseen. MOX-polttoaine hyödynnetään nopeassa reaktorissa, jonka jälkeen se edelleen jälleenkäsitellään ja siitä erotettu plutonium palautetaan MOX-polttoaineen valmistukseen. Jälleenkäsittelylaitoksista saatu uraani varastoidaan, eikä sitä hyödynnetä polttoaineena. Sivuaktinidit ja fissiotuotteet loppusijoitetaan korkeaktiivisena jätteenä. Uraaniraaka-aineena MOX-polttoaineen valmistuksessa käytetään rikastuksesta saatavaa köyhdytettyä uraania. Jälleenkäsittelymenetelmänä käytetään PUREX-menetelmää.



Kuva 6. Toisen vertailuskenaarion polttoainekierron kaaviokuva. (NatU = luonnonuraani, DepU = köyhdytetty uraani, EnrU = rikastettu uraani, RepU = jälleenkäsitelty uraani, FP = fissiotuotteet, MA = sivuaktinidit, LWR = kevytvesireaktori, FR = nopea reaktori)

4.4 Kolmas vertailuskenaario

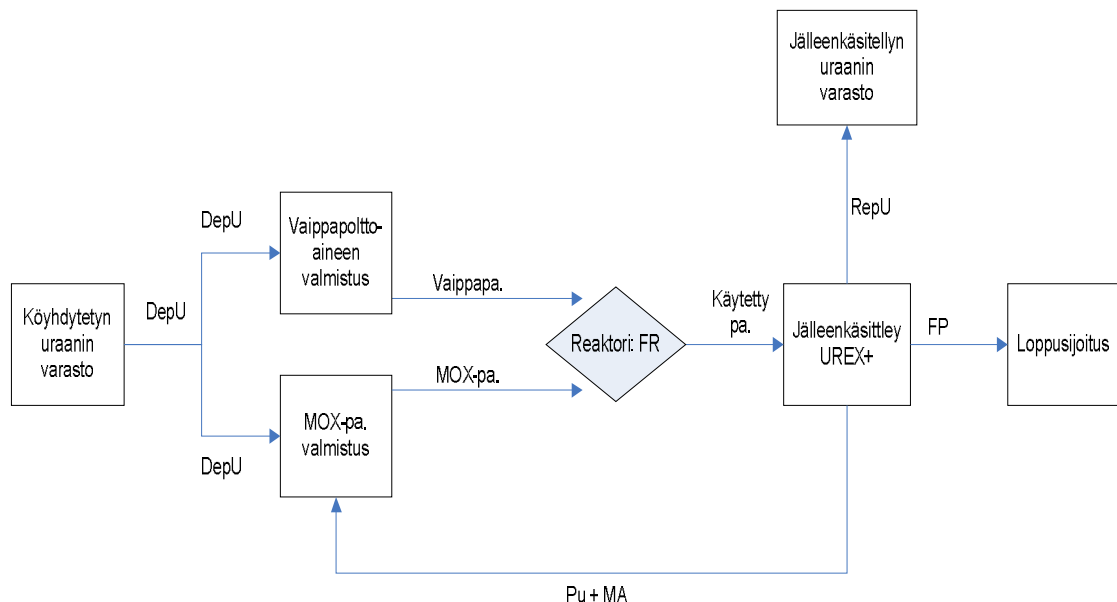
Kuvassa 7 on esitetty kolmannen vertailuskenaarion kaaviokuva. Skenaario eroaa edellisestä siinä, että käytetyn polttoaineen sivuaktinidit kierrätetään nyt plutoniumin kanssa takaisin reaktoriin. Plutonium ja sivuaktinidit kierrätetään reaktorissa loputtomiin, joten jälleenkäsittelylaitoksella syntyvä korkea-aktiivinen jäte sisältää pääosin vain fissiotuotteita. Jälleenkäsittely uraani edelleen varastoidaan ja säilytetään mahdollista myöhempää käyttöä varten. Sivuaktinidien erotuksen vuoksi jälleenkäsittelymenetelmänä käytetään nyt PUREX-menetelmän sijasta monimutkaisempaa UREX+ -menetelmää.



Kuva 7. Kolmannen vertailuskenaarion kaaviokuva. (NatU = luonnonuraani, DepU = köyhdytetty uraani, EnrU = rikastettu uraani, RepU = jälleenkäsittely uraani, FP = fissiotuotteet, MA = sivuaktinidit, LWR = kevytvesireaktori, FR = nopea reaktori)

4.5 Neljäs vertailuskenaario

Kuvassa 8 on esitetty neljännen vertailuskenaarion kaaviokuva. Neljännen vertailuskenaarion reaktorien oletetaan koostuvan pelkästään nopeista reaktoreista. Uraanin louhintaa, konversiota ja isotooppirikastusta ei tarvita, koska polttoaineen raaka-aineena käytetään käytetystä polttoaineesta kierrätettyä plutoniumia sekä varastosta saatavaa köyhdytettyä uraania. Pääpolttoaineenaan reaktorit käyttävät MOX-polttoainetta, mutta tämän lisäksi sydän sisältää myös köyhdytetystä uraanista valmistettua vaippapolttoainetta. Vaippapolttoaineen tarkoituksena on tuottaa U-238:n neutronikaappausten avulla uutta polttoainetta (plutoniumia), joka erotetaan hyötövaipan polttoaine-elementistä jälleenkäsittelyn yhteydessä. Köyhdytetyn uraanin varastot on oletettu niin suuriksi tämän polttoainekierron käyttöönoton vaiheessa, ettei sen oleteta olevan rajoittava raaka-aine tälle polttoainekierrolle. Sivuaktinidit kierrätetään reaktorissa MOX-polttoaineen mukana loputtomiin. Loppusijoitukseen menevä korkea-aktiivinen jäte koostuu pääosin vain jälleenkäsittelystä saatavista fissiotuotteista. Jälleenkäsitelty uraani varastoidaan mahdollista jatkokäsittelyä varten.



Kuva 8. Neljännen vertailuskenaarion kaaviokuva. (NatU = luonnonuraani, DepU = köyhdytetty uraani, EnrU = rikastettu uraani, RepU = jälleenkäsitelty uraani, FP = fissiotuotteet, MA = sivuaktinidit, LWR = kevytvesireaktori, FR = nopea reaktori)

5 SKENAARIOIDEN MASSAVIRRAT

Tämän luvun tarkoituksena on laskea edellä esiteltyjen viiden erilaisen ydinpolttoainekierron prosessien väliset massavirrat, määrittää loppusijoitettavien jätteiden määrät, koostumus ja aktiivisuus, sekä arvioida uraaniressurssien kulutusta. Apuna laskennassa on käytetty kansainvälisen atomienergiajärjestön (IAEA) kehittämää Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS) -ohjelmaa, joka on kehitetty mallintamaan pitkän aikavälin materiaalien ja prosessien tarvetta erilaisille polttoainekierto-skenaarioille. NFCSS-ohjelmaa on tarkemmin esitelty luvussa 5.1. Luvussa 5.2 on esitetty massavirtojen määrittämisessä tarvittavia alkuarvoja ja tehtyjä oletuksia ja luvussa 5.3 on esitelty saadut tulokset. Luvussa 5.4 on pohdittu saatuja tuloksia ja lopuksi luvussa 5.5 on koottu yhteenveto luvun tärkeimmistä asioista.

5.1 NFCSS – laskentaohjelma

NFCSS on IAEA:n kehittämä tietokoneohjelma, jolla voidaan mallintaa ydinpolttoainekiertojen pitkän aikavälin materiaali- ja prosessien tarvetta. Mallinnuksen voi tehdä yhdelle reaktorille tai useammalle reaktorin kokonaisuudelle ja joko rajatulle alueelle tai maailmanlaajuisesti. NFCSS-ohjelmaa on kehitetty vuodesta 1996 lähtien ja se on aiemmin tunnettu nimellä VISTA. Ohjelma toimii internetin välityksellä, eikä se vaadi ohjelman asennusta omalle tietokoneelle. Käyttäjän kehittämät skenaariot tallentuvat IAEA:n palvelimelle, josta ne ovat aina saatavilla riippumatta siitä missä ohjelmaa käytetään. Ohjelma on avoin kaikille IAEA:n jäsenvaltioiden käyttäjille rekisteröitymisen ja anomuksen hyväksymisen jälkeen. [IAEA 2009a, 1-3]

NFCSS sisältää yksinkertaisen laskentamenetelmän, jossa syötettävät alkuarvot käsittelevät vain muutamia perustietoja käytettävistä polttoaineista, reaktoreista ja suunnitellusta polttoainekiertostrategiasta. Tarvittavia alkuarvoja ovat muun muassa polttoaineen palama ja rikastusaste, jälleenkäsittely- ja kierrätysstrategiat, prosessointi- ja varastointiajat, MOX-polttoaineen käytön osuudet sekä erilaisten reaktorien osuudet, tehot ja käyttökertoimet. Laskennasta ulos saatavia parametreja ovat muun muassa eri polttoainekierto-prosessien tarvittavat kapasiteetit ja niiden väliset massavirrat sekä

tuotettu korkea-aktiivinen jäte ja sen koostumus (käytetty polttoaine tai fissiotuotteet ja aktinidit riippuen siitä jälleenkäsitelläänkö polttoaine). [IAEA 2009a, 8-9]

Laskenta jakautuu ohjelman sisällä kahteen osaan, joista toinen laskee prosessien väliset massavirrat sekä kapasiteetit ja toinen yksittäisten nuklidien osuudet käytetyssä polttoaineessa. Nuklidien osuuksien laskeminen tapahtuu NFCSS:n sisäisellä CAIN (Calculation of Actinide INventory) -ohjelmalla, joka on yksinkertaistettu polttoaineen kulutusta kuvaava ohjelma. Ohjelmaan voi syöttää myös omia reaktoreita ja polttoaineita määrittelemällä niiden yksityiskohdat manuaalisesti ohjelman kirjastoon. [IAEA 2009a, 6-13]

Myös muita NFCSS:n kaltaisia ohjelmia on runsaasti kehitelty. Näitä ovat muun muassa IAEA:n tutkimusohjelmassa kehitelty Dynamic Energy System – Atomic Energy (DESAE), Yhdysvalloissa kehitetyt NUCSim, VISION, DANESS, ja GENIUS sekä Ranskassa ydintutkimuskeskus CEA:n kehittäämä COSI [Anttila 2010, 3-8]. Tarkempia yksityiskohtia kyseisistä ohjelmista löytyy muun muassa Anttilan raportista [Anttila 2009].

5.2 Massavirtojen mallinnus NFCSS-ohjelmalla

Luvussa neljä esitellyt skenaariot sisältävät kahdenlaisia reaktoreita, termisiä (LWR) sekä nopeita (FR). Termisen reaktorin mallina skenaarioissa on käytetty III+ - sukupolven EPR (European Pressurized Reactor)-tyyppistä kevytvesireaktoria, jonka jäähdytteenä ja hidastimena toimii paineistettu vesi. Pääpolttoaineenaan EPR käyttää rikastettua uraania, josta osa voidaan korvata halutessa myös MOX-polttoaineella. [Sengler et al. 1999, 79-81] Nopean reaktorin mallina toimii natriumjäähdytteinen EFR (European Fast Reactor) -tyyppinen reaktori. EFR on pääosin ranskalaisten kehittämä nopea reaktori. Esikuvana EFR:llä on ollut Ranskassa, Isossa-Britanniassa ja Saksassa suunnitellut allastyypiset sulametallireaktorit. EFR käyttää pääpolttoaineenaan MOX-polttoainetta. [IAEA 2006a, s. 15, 419]

Reaktoreiden yksityiskohtaisemmat mallinnuksessa käytetyt parametrit on esitetty taulukossa 5. Käyttösuhde kuvaa tuotetun energian suhdetta energiaan, joka olisi voitu tuottaa, jos reaktori olisi ollut toiminnassa koko tarkasteluajan nimellisteholla. Tämän on oletettu olevan molemmille reaktoreille 90 %. Polttoaineen vaihtovälinä on käytetty yhtä vuotta ja polttoaineen reaktorissa olo aikana viittä vuotta. EPR:ssä polttoaineen palamana on käytetty 60 MWd/kg ja EFR:ssä 134 MWd/kg. Käytettyjä polttoaineita on yhteensä viisi erilaista. Kevytvesireaktoreissa käytetään UO_2 - ja MOX-polttoainetta (MOX-LWR) ja nopeissa reaktoreissa MOX-polttoainetta ilman sivuaktinideja (MOX-FR) ja sivuaktinidien kanssa (MOX-FR-MA). Lisäksi nopeissa reaktoreissa voidaan käyttää hyötövaippaa uuden polttoaineen tuottamiseksi.

Taulukko 5. Mallinnuksessa käytettävien reaktoreiden parametreja. Lähteet: ^a[AREVA 2005, 3, 27], ^b[IAEA 2006a, 15, 41], ^c[Sengler et al. 1999, 80, 82]

Parametrit:	LWR	FR
Sähköteho [MW_e]	1600 ^a	1580 ^b
Hyötysuhde [%]	37 ^a	44 ^b
Käyttösuhde [%]	90	90
Polttoaineen vaihtoväli [a]	1	1
Polttoaineen reaktorissa olema aika [a]	5	5
Palama [MWd/kg]	60 ^c	134 ^b
Tuoreen polttoaineen rikastusaste [%]	5 ^c	22,4*
Polttoaineet	UO_2 , MOX-LWR	MOX-FR, MOX-FR-MA, hyötövaippa

* Plutoniumin osuus MOX-polttoaineesta. Arvo saatu NFCSS-ohjelmasta.

Taulukossa 6 on esitetty reaktoreissa käytettyjen polttoaineiden parametreja. Polttoaineiden tehotiheydet, keskimääräiset neutronivuot sekä jäähdytysajat on saatu NFCSS-ohjelmasta. Kevytvesireaktorin MOX-polttoaineen rikastusaste on arvioitu yhtälöllä (2) [IAEA 2009a, 33]. Fissiilien plutoniumisotooppien osuus plutoniumissa on arvioitu olevan keskimäärin 60 % ja tätä arvioita on käytetty jokaisessa skenaariossa.

$$R_{MOX} = \frac{R_{UO_2}}{0,6} \quad (2)$$

R_{MOX}	plutoniumin osuus MOX-polttoaineessa
R_{UO_2}	fissiilin uraanin osuus UO_2 -polttoaineessa
0,6	keskimääräinen fissiilien plutonium isotooppien osuus

Taulukko 6. Eri skenaarioissa käytettyjen polttoaineiden parametreja.

	UO₂ (LWR)	MOX (LWR)	MOX-FR	MOX-FR- MA	Vaippa (FR)
Skenaario	0, 1, 2, 3	1	2	3, 4	4
Tehotiheys [kW/kg]	37,5	37,5	86,27	86,27	5
Keskimääräinen neutronivuo [1/cm ² s]	$2,99 \cdot 10^{14}$	$2,99 \cdot 10^{14}$	$3,5 \cdot 10^{15}$	$3,5 \cdot 10^{15}$	$7 \cdot 10^{14}$
Rikastusaste [%]	5	8,33*	22,4*	22,4*	0,20
Jäähdytysaika [a]	6	7	7	7	7

* plutoniumin osuus polttoaineessa

Polttoaineiden tehotiheyden, palaman ja polttoaineen reaktorissa oloajan suhde on pidetty johdonmukaisena yhtälön (3) avulla [IAEA 2009a, 33-34].

$$SP = \frac{B}{RT} \quad (3)$$

SP	polttoaineen tehotiheys [kW/kg]
B	polttoaineen palama [MWd/kg]
RT	polttoaineen oloaika reaktorissa [d]

Konversio-, rikastus- ja polttoaineenvalmistusprosessin sekä käytetyn polttoaineen jatkokäsittelyn häviöitä ei ole otettu laskelmissa huomioon. Rikastuksessa syntyneen köyhdytetyn uraanin fissiilin U-235:n osuuden on oletettu olevan 0,25 %. Polttoaine-

kiertoprosessien kapasiteettien on oletettu olevan rajattomat kaikissa skenaarioissa, joten niiden ei ole oletettu rajoittavan kierron materiaalivirtoja.

Kierrätettävien aktinidien isotooppikoostumuksen on oletettu pysyvän vakiona, vaikka todellisuudessa koostumus vaihtelee sen mukaan kuinka monesti aktinideja on reaktorissa kierrätetty. Skenaariossa kolme aktinidien koostumus on käytetystä kevytvesireaktorin polttoaineesta (palama 60 MWd/kg ja rikastusaste 5 %) ja skenaariossa neljä nopean reaktorin käytetystä MOX-polttoaineesta (palama 134 MWd/kg ja rikastusaste 22,4 %).

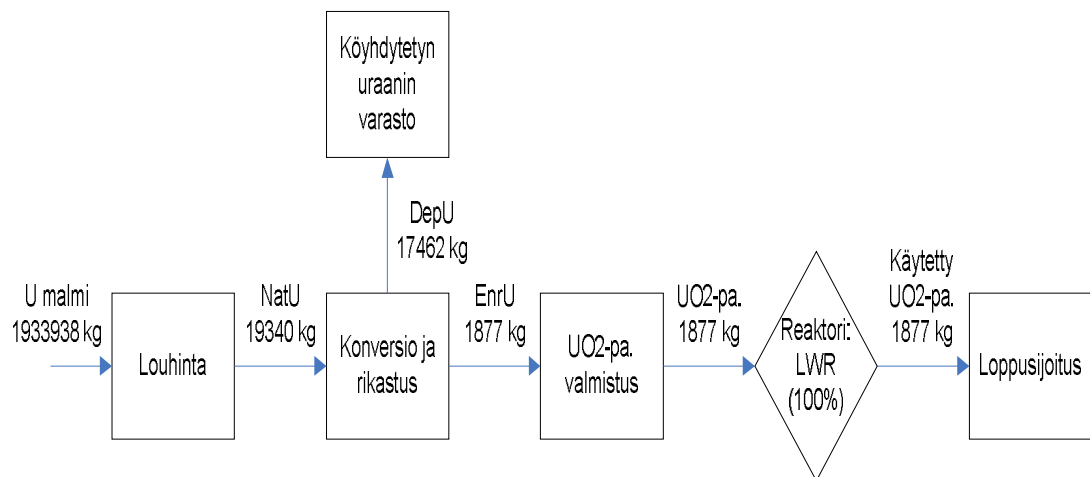
Koska kaikki polttoainekierrat tarvitsevat vaihtelevan määrän erilaisia valmistus- ja käsittelylaitoksia sekä reaktoreita, täydellisesti uuden polttoainekierron käyttöönotto ja käytöstä poisto voi kestää useita vuosikymmeniä. Siirtymävaiheella tarkoitetaan sitä vaihetta, jolloin skenaarioihin tarvittavia reaktoreita ja muita polttoainekierron prosesseja vasta rakennetaan vastaamaan polttoainekierron tarvetta. Siirtymävaihe loppuu, kun tarvittavat kapasiteetit kullekin prosessille ovat olemassa ja polttoaineiden massavirrat ja koostumukset ovat saavuttaneet tasapainon. Sivuaktinidien transmutaation siirtymävaiheella ei ole suurta merkitystä, mutta esimerkiksi loppusijoitettavan jätteen määrä ja koostumus voi vaihdella paljon. Poistovaiheella taas tarkoitetaan sitä vaihetta, jolloin skenaarion sisältämää kapasiteettia puretaan pois ja korvataan mahdollisesti jollain toisella energiamuodolla. Plutoniumin ja aktinidien kierrätyksen kannalta poistovaihe voi olla merkittävä, jos riittävää kapasiteettia niiden kierrätykselle ei pystytä säilyttämään poistovaiheen loppuun saakka. [NEA 2006, 29] Tässä työssä ei siirtymä- ja poistovaihetta oteta laskuissa huomioon vaan eri skenaarioiden massavirrat lasketaan näiden vaiheiden välisessä tasapainotilassa.

5.3 Tulokset

Kuvissa 9-13 on esitetty lasketut polttoainekierron eri prosessien väliset massavirrat kullekin eri skenaariolle. Massavirrat on esitetty tuotettua TWh sähköä kohti ja ne ovat yksikössä kg/TWh. Eri skenaarioiden polttoaineiden koostumukset ennen reaktoria ja sen jälkeen on esitetty liitteessä I. Skenaarioissa yksi, kaksi, kolme ja neljä plu-

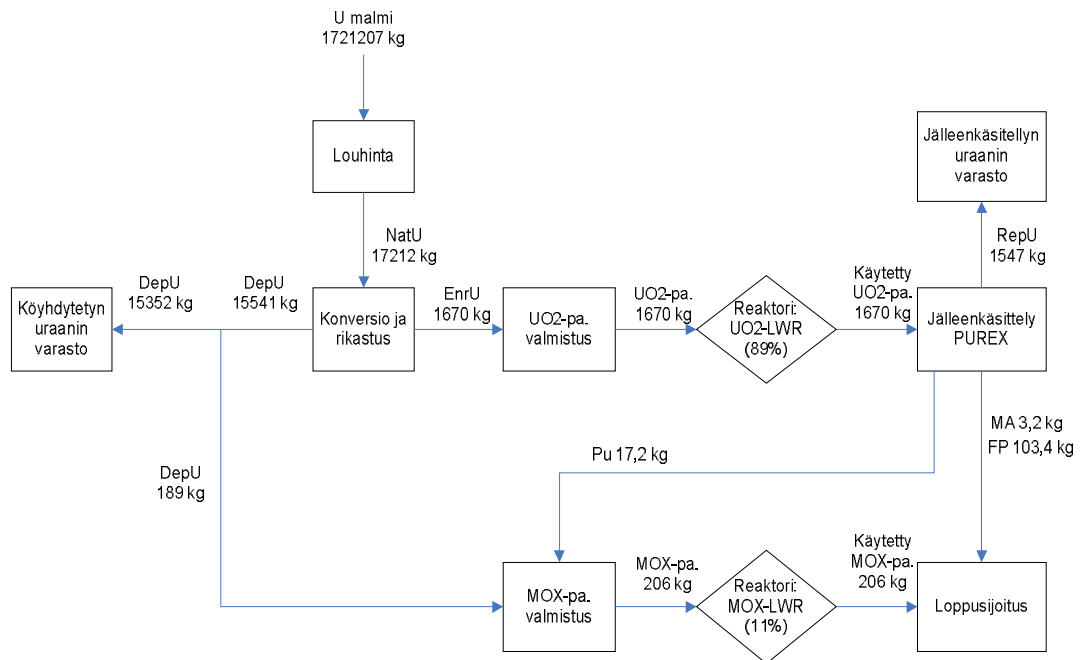
toniumin tuotto ja kulutus on laskelmissa asetettu yhtä suuriksi. Tämän perusteella määräytyy näissä skenaarioissa eri reaktoreiden osuudet energian tuotannosta (prosenttiluku kuvissa).

Perusskenaarion massatase on esitetty kuvassa 9. Skenaario koostuu pelkästään termisistä reaktoreista (100 %), jotka käyttävät polttoaineenaan UO_2 -polttoainetta. Käytettyä polttoainetta syntyy yhteensä 1877 kg/TWh, joka loppusijoitetaan kokonaisina polttoaine-elementteinä. Tarvittava luonnonuraanin määrä on 19340 kg/TWh ja rikastuksesta aiheutuvan köyhdytetyn uraanin määrä 17462 kg/TWh.



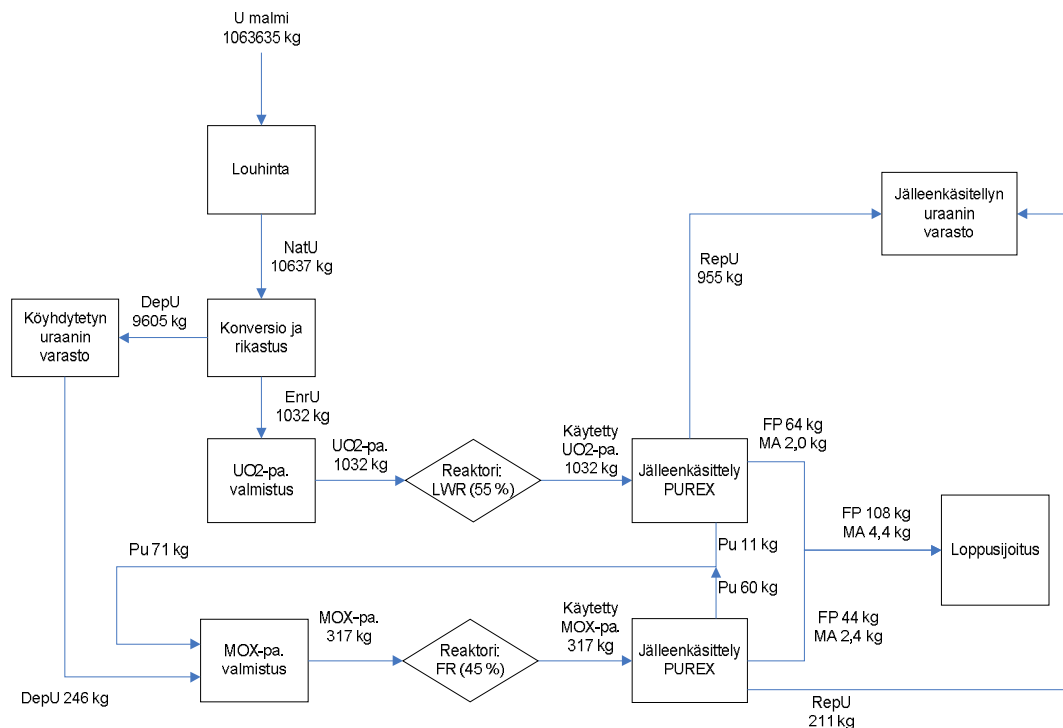
Kuva 9. Perusskenaarion polttoainekierron massatase tuotettua terawattituntia sähköä kohti.

Kuvassa 10 on esitetty ensimmäisen vertailuskenaarion massatase. Kierro käsittää vain termisiä reaktoreita, jotka käyttävät sekä UO_2 - ja MOX-polttoainetta. UO_2 -polttoainetta tarvitaan noin 1670 kg/TWh. Jälleenkäsittelmällä UO_2 -polttoaine saadaan plutoniumia 17,2 kg ja siitä valmistetaan köyhdytetyn uraanin kanssa 206 kg MOX-polttoainetta. MOX-polttoaine riittää korvaamaan noin 11 % UO_2 -polttoaineesta. Jälleenkäsiteltyä uraania syntyy 1547 kg/TWh. Loppusijoitettavaksi menee 3,2 kg/TWh sivuaktinideja, 103,4 kg/TWh fissiotuotteita sekä 206 kg/TWh käytettyä MOX-polttoainetta. Luonnonuraanin tarve on 17212 kg/TWh.



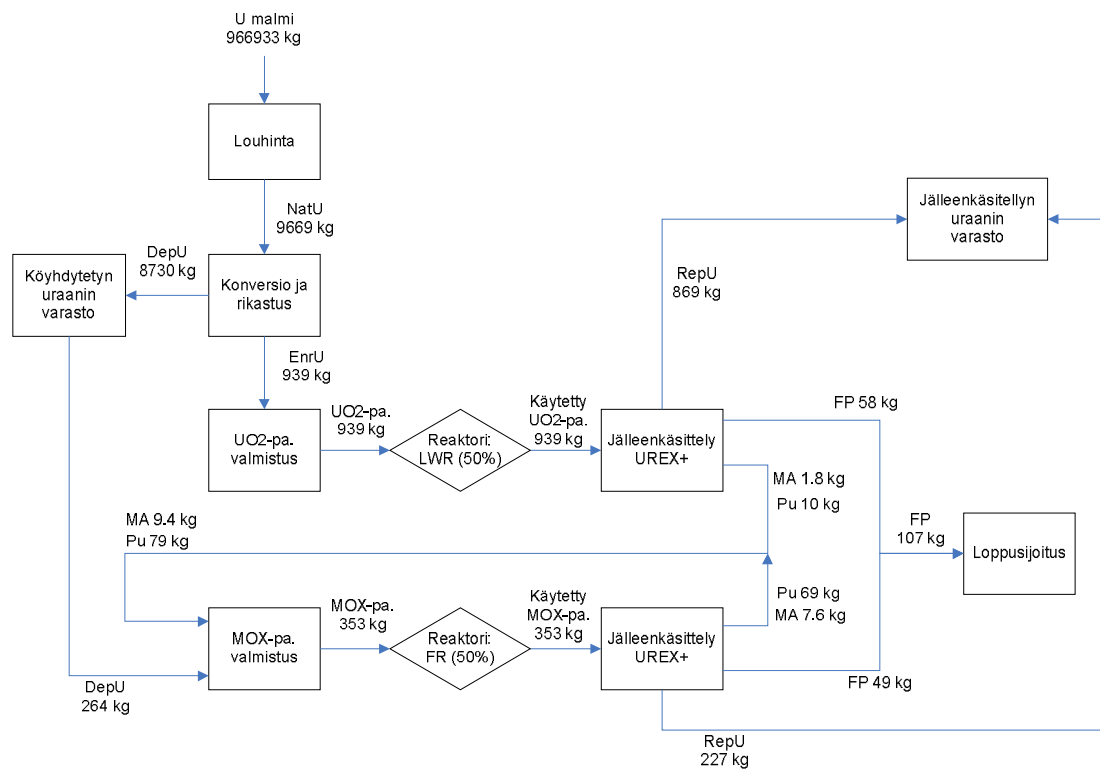
Kuva 10. Ensimmäisen vertailuskenaarion massatase. Kaikki kuvan massavirrat laskettu tuotettua TWh sähköä kohti.

Kuvassa 11 on esitetty toisen vertailuskenaarion massatase. UO_2 -polttoainetta tarvitaan noin 1032 kg/TWh ja luonnonuraania 10637 kg/TWh. Jälleenkäsittelmällä UO_2 -polttoaine saadaan plutoniumia yhteensä 71 kg ja siitä valmistetaan köyhdytetyn uraanin kanssa 317 kg MOX-polttoainetta nopeaan reaktoriin. Termisissä reaktoreissa tuotetaan 55 % sähköstä ja nopeissa reaktoreissa 45 % sähköstä. Jälleenkäsiteltyä uraania syntyy varastoitavaksi yhteensä 1166 kg/TWh. Loppusijoitettavaksi menee 4,4 kg/TWh sivuaktinideja ja 108 kg/TWh fissiotuotteita. Käytetyn polttoaineen muodossa jätettä ei loppusijoiteta.



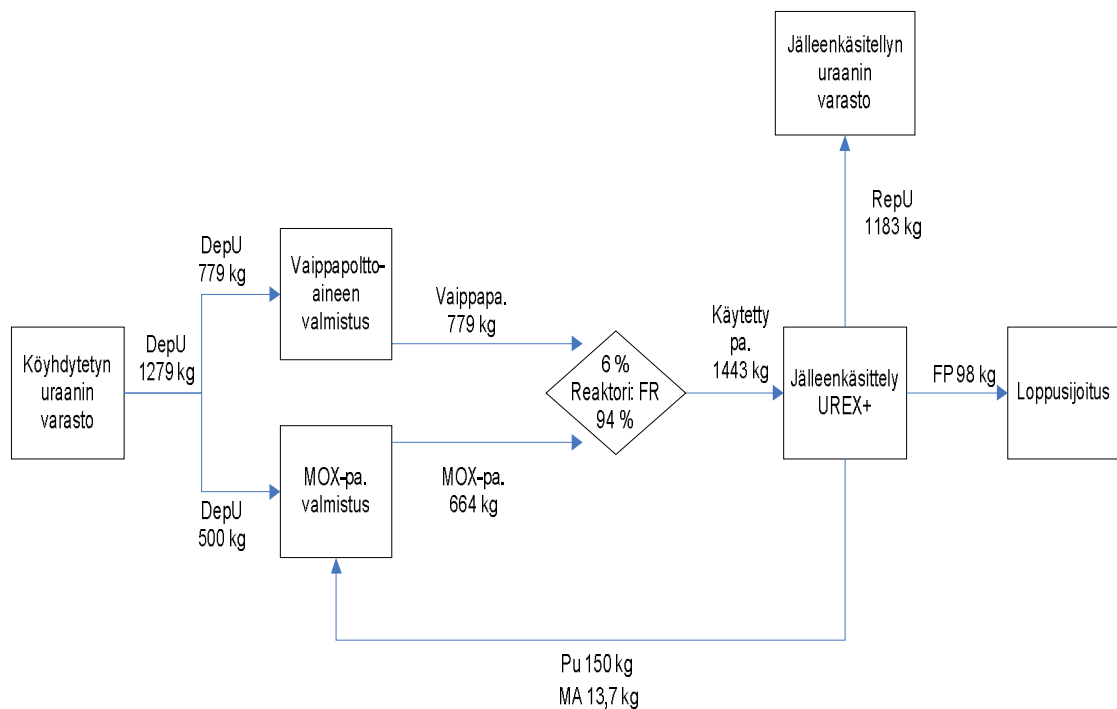
Kuva 11. Toisen vertailuskenaarion massatase. Kaikki kuvan massavirrat laskettu tuotettua TWh sähköä kohti.

Kuvassa 12 on esitetty kolmannen vertailuskenaarion massatase. UO_2 -polttoainetta tarvitaan noin 939 kg/TWh ja luonnonuraania 9669 kg/TWh. Jälleenkäsittelystä saadaan plutoniumia yhteensä 79 kg ja siitä valmistetaan köyhdytetyn uraanin kanssa 353 kg MOX-polttoainetta nopeaan reaktoriin. Tuotettu energia jakautuu termisille ja nopeille reaktoreille tasan. Jälleenkäsiteltyä uraania syntyy yhteensä 1096 kg/TWh. Jälleenkäsittelystä erotetaan 9,4 kg/TWh sivuaktinideja, jotka palautetaan plutoniumin kanssa reaktoriin. Loppusijoitettavien fissiotuotteiden määrä on 107 kg/TWh. Käytetyn polttoaineen muodossa jätettä ei loppusijoiteta.



Kuva 12. Kolmannen vertailuskenaarion massatase. Kaikki kuvan massavirrat laskettu tuotettua TWh sähköä kohti.

Kuvassa 13 on esitetty neljännen vertailuskenaarion massatase. UO_2 -polttoainetta ei skenaariossa käytetä, joten myöskään luonnonuraania ei tarvita polttoaineen valmistuksessa. Polttoainekierto koostuu kokonaan nopeista reaktoreista. Jälleenkäsittelystä saadaan plutoniumia 150 kg ja siitä valmistetaan 664 kg MOX-polttoainetta nopeiden reaktoreiden käyttöön. Jälleenkäsiteltyä uraania kertyy yhteensä 1183 kg/TWh. Sivuaaktinideja syntyy yhteensä 13,7 kg/TWh, jotka kierrätetään takaisin reaktoriin. Tuotetusta energiasta kuusi prosenttia syntyy vaippapolttoaineessa ja 94 % MOX-polttoaineessa. Köyhdytettyä uraania tarvitaan 1279 kg/TWh. Loppusijoitettavia fissionuotteita syntyy 98 kg/TWh.



Kuva 13. Neljännen vertailuskenaarion massatase. Kaikki kuvan massavirrat laskettu tuotettua TWh sähköä kohti.

Taulukossa 7 on esitetty eri skenaarioissa syntyvän loppusijoitettavan korkeaaktiivisen jätteen määrä ja koostumus. Perusskenaariossa loppusijoitettavan jätteen määrä on paljon suurempi verrattuna muihin skenaarioihin, koska jätteen sisältämää uraania ei poisteta ennen loppusijoitusta. Ensimmäisessä vertailuskenaariossa MOX-polttaine taas loppusijoitetaan suoraan mistä johtuen osa uraanista jää jätteen joukkoon. Loppusijoitettavan uraanin määrä on kuitenkin paljon pienempi perusskenaariossa.

rioon verrattuna. Lopuissa vertailuskenaarioissa uraani poistetaan käytetystä polttoaineesta kokonaan.

Plutoniumia kierrätetään loputtomiin skenaarioissa kaksi, kolme ja neljä, joten sitä ei ole loppusijoitettavan jätteen joukossa. Skenaariossa yksi plutonium otetaan talteen käytetystä UO_2 -polttoaineesta, mutta loppusijoitetaan MOX-polttoaineen mukana. Plutoniumin määrä loppusijoitettavassa jätteessä on kuitenkin yli puolet pienempi kuin perusskenaariossa.

Sivuaktinideja kierrätetään loputtomiin nopeissa reaktoreissa skenaarioissa kolme ja neljä, joten niitä ei ole näiden skenaarioiden loppusijoitettavan jätteen joukossa. Skenaarioiden yksi ja kaksi suurempi sivuaktinidien osuus perusskenaarioon verrattuna johtuu MOX-polttoaineen käytöstä eli toisin sanoen suuremmasta plutoniumin neutronikaappausten määrästä reaktorissa UO_2 -polttoaineeseen verrattuna. Plutoniumin neutronikaappauksien seurauksena plutoniumytimet muuntuvat sivuaktinideiksi.

Fissiotuotteiden transmutaatiota ei tarkasteltavissa skenaarioissa ole, joten kaikki syntyneet fissiotuotteet loppusijoitetaan. Fissiotuotteiden määrä loppusijoitettavassa jätteessä on laskeva monimutkaisempiin skenaarioihin mentäessä, mutta erot eivät ole kovin merkittäviä. Syntyvä ero johtuu luultavasti nopeiden reaktoreiden paremmasta hyötysuhteesta eli nopeat reaktorit tarvitsevat vähemmän fissioreaktioita ytimessä samaa tuotettua sähkömäärää kohti kuin termiset reaktorit.

Taulukon 7 loppusijoitettavan jätteen tilavuuksien laskemisessa on oletettu, että yksi tonni käytettyä polttoainetta vastaa loppusijoitettuna noin 2 m^3 tilavuutta ja yksi lasitetun korkea-aktiivisen jätteen loppusijoituskanisteri (51 kg fissiotuotteita ja sivuaktinideja sisältävä) vastaa noin $0,18 \text{ m}^3$ tilavuutta. [NEA 2002, 214]

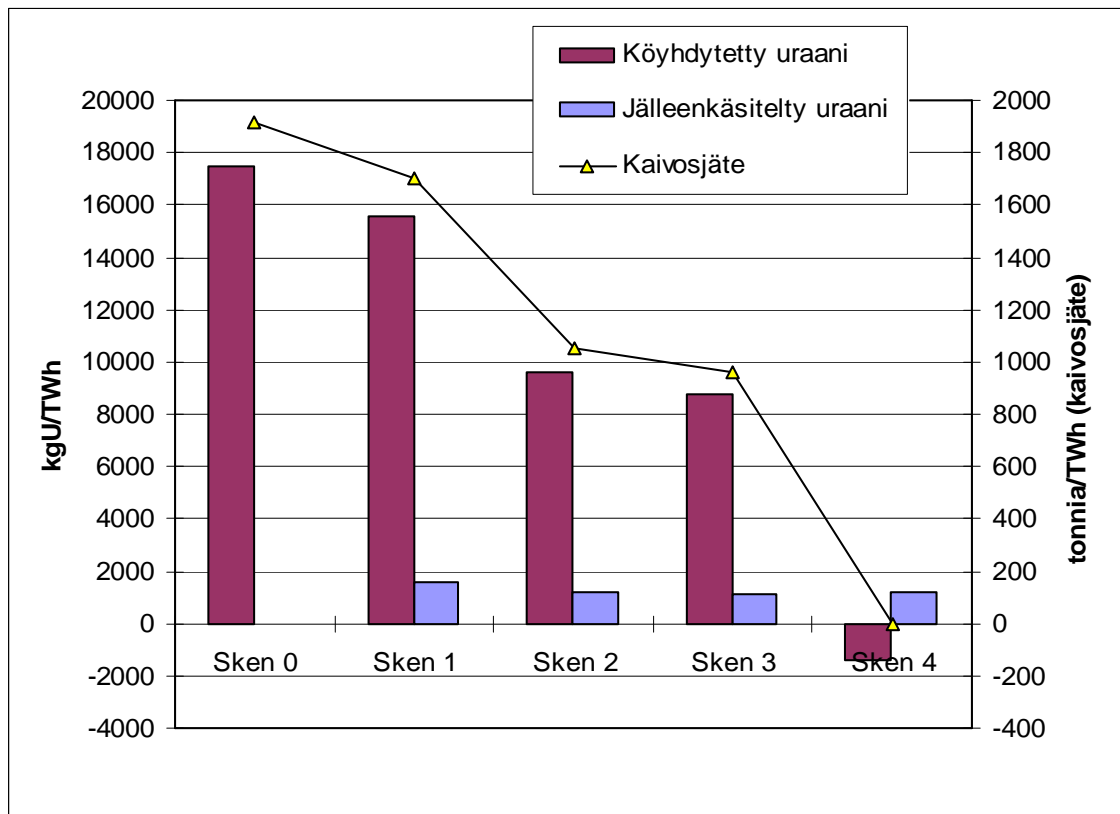
Taulukko 7. Eri skenaarioiden loppusijoitettavan korkea-aktiivisen jätteen määrä ja koostumus [kg/TWh].

	Perus- skenaario	Skenaario 1	Skenaario 2	Skenaario 3	Skenaario 4
Uraani	1738	183	0	0	0
Plutonium	19,5	8,9	0	0	0
Sivuaktinidit	3,6	4,8	4,4	0	0
Fissiotuotteet	116,2	116,2	107,8	107,1	97,9
Yhteensä:	1887*	313**	112	107	98
Yhteensä [m ³ /TWh]	3,774	0,790	0,395	0,378	0,346

* kaikki jätekomponentit sisältyvät polttoaine-elementteihin.

** 206 kg kokonaisjätteistä MOX-polttoaine-elementteinä.

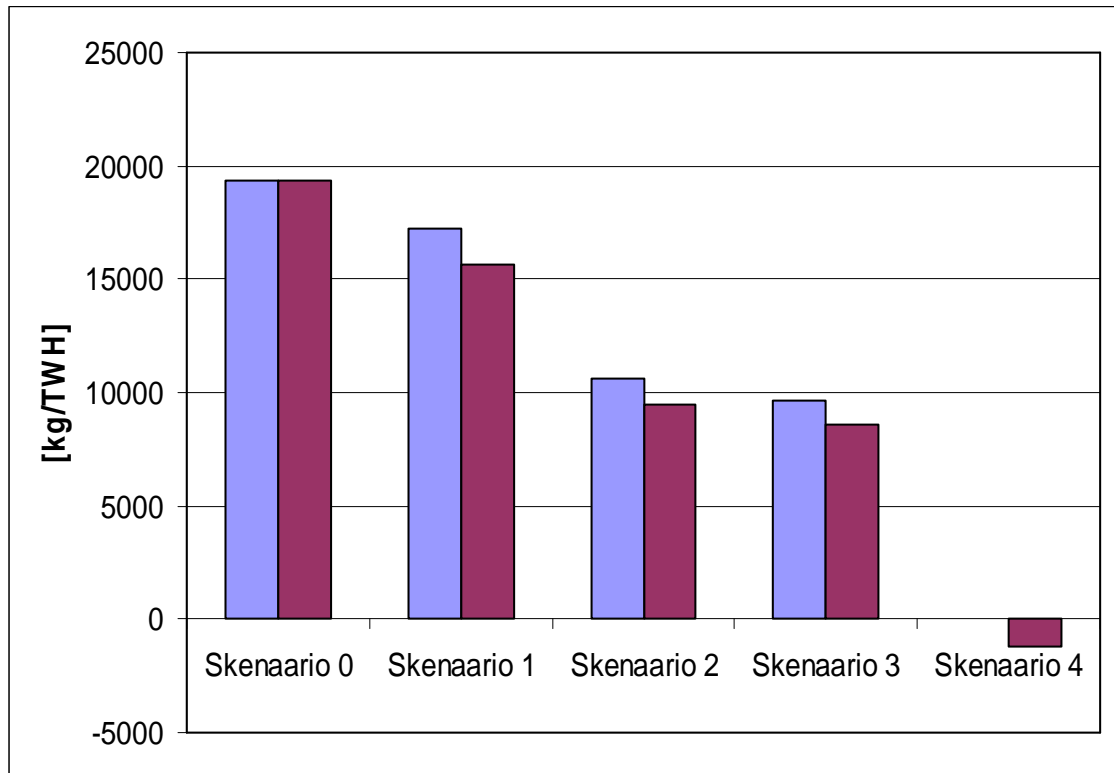
Kuvassa 14 on esitetty eri skenaarioiden uraanin louhinnasta syntyvän kaivosjätteen sekä jälleenkäsittelyn ja köyhdytetyn uraanin määrät. Kaivosjätteen määrät noudattelevat käytetyn UO₂-polttoaineen määrää, minkä seurauksena niiden määrät laskevat, mitä enemmän skenaario sisältää nopeita reaktoreita ja MOX-polttoaineen käyttöä. Köyhdytetyn uraanin määrä vähenee, mitä vähemmän uraania rikastetaan UO₂-polttoainetta varten ja mitä enemmän sitä käytetään MOX-polttoaineen valmistamiseen. Skenaariossa neljä köyhdytetyn uraanin tuotto on miinuksella, koska skenaariossa ei rikasteta uraania, mutta tarvitaan köyhdytettyä uraania hyötövaipan raaka-aineeksi. Jälleenkäsittelyn uraanin varastoimistarve on taas suurin skenaariolla yksi. Tämä johtuu suuresta polttoaineen määrästä verrattuna skenaarioihin kaksi, kolme ja neljä. Nopeiden reaktoreiden paremman hyötysuhteen ja MOX-polttoaineen suuremman tehotiheyden vuoksi skenaarioiden kaksi, kolme ja neljä tarvitsema polttoaineen määrä tuotettua tehoa kohti on pienempi. Skenaariossa neljä jälleenkäsittelyn uraanin määrä johtuu suuresta vaippapoltttoaineen määrästä reaktorissa.



Kuva 14. Eri skenaarioissa syntyvän kaivosjätteen, sekä jälleenkäsitellyn ja köyhdytetyn uraanin määrä. Jälleenkäsitellyn ja köyhdytetyn uraanin määrät yksiköissä kgU/TWh ja kaivosjätteen määrä yksiköissä t/TWh.

Kuvassa 15 on esitetty tarvittavan luonnonuraanin määrä tuotettua TWh sähköä kohden eri skenaarioissa. Perusskenaariossa luonnonuraanin tarve on suurin, 19340 kg/TWh. Muissa skenaarioissa tarvittava luonnonuraanin määrä vähenee johtuen MOX-polttoaineen hyödyntämisestä. Skenaarioissa kaksi ja kolme uraanin kulutus on noin puolet perusskenaarioon verrattuna. Skenaariossa neljä ei ole enää tarvetta luonnonuraanille niin kauan kuin köyhdytetyn uraanin varastoja on käytettävissä. Kuvan oikean puoleinen pylväs kuvaa tilannetta, jossa UO_2 -polttoaineen valmistuksessa käytettävää luonnonuraania korvataan kierrätetyllä uraanilla. Perusskenaariossa polttoainetta ei kierrätetä, joten tarvittavan uraanin määrä pysyy samana. Skenaarioissa yksi, kaksi ja kolme kierrätyksellä voitaisiin vähentää noin 10 % muuten tarvittavasta luonnonuraanin määrästä. Neljännessä skenaariossa kierrätetyllä uraanilla voidaan mahdollisesti korvata köyhdytettyä uraania tai se voidaan yksinkertaisesti varastoida. Kierrätetyn uraanin käyttöä vaikeuttavat kuitenkin uraanin isotoopit U-232, U-234 ja U-236,

joiden määrä kasvaa sen mukaan kuinka useasti uraania kierrätetään (katso luku 2.7.2). Näin ollen kierrätetty uraani ei välttämättä vastaa täysin luonnonuraania.



Kuva 15. Luonnonuraanin kulutus [kg/TWh] eri skenaarioissa ilman jälleenkäsitellyn uraanin kierrätystä (vasen pylväs) sekä kierrätyksen kanssa (oikea pylväs).

5.4 Ydinjätteen aktiivisuus ja lämmöntuotanto

Edellisen luvun taulukossa 7 oli esitetty syntyvän käytetyn polttoaineen ja korkeaaktiivisen jätteen määrät tuotettua TWh kohti kussakin skenaariossa. Tässä luvussa on tarkoitus määrittää näiden ydinjätteiden radioaktiivisuus ja lämmöntuotanto ajan suhteen. Apuna laskemisessa on käytetty Oak Ridge National Laboratory (ORNL) kehittämää ORIGEN2.2-laskentaohjelmaa. ORIGEN2.2 on uusin versio laskentaohjelmasta, joka on kehitetty laskemaan radioaktiivisten materiaalien muodostumista, hajoamista sekä prosessointia. Laskenta vaatii suuren määrän lineaarisia ensimmäisen kertaluvun differentiaaliyhtälöjä ja laskentamenetelmänä ORIGEN2.2 käyttää matriisieksponenttimenetelmää (matrix exponential method). Ohjelmointikielenä ORIGEN2.2:ssa on Fortrania. [ORNL 2002, iii, 6]

Liitteessä II on esitetty esimerkkinä ORIGEN2.2-syöte perusskenaarion käytetyn polttoaineen radioaktiivisuuden ja lämmöntuoton laskemista varten. Muiden skenaarioiden syötteet eroavat perusskenaariosta vain aktinidien ja fissiotuotteiden massojen suhteen. Aktinidien jakauma on otettu NFCSS:n laskelmista ja se vaihtelee eri skenaarioilla. Marshallin [1983, 289] mukaan fissiotuotteiden osuudet muuttuvat hiukan riippuen käytetystä reaktori- ja polttoainetyypistä, mutta ero ei kuitenkaan ole kovin merkittävä. Näin ollen fissiotuotteiden osalta on tässä työssä käytetty samanlaista jakaumaa kullekin eri skenaarioille. Ainoastaan fissiotuotteiden määrät muuttuvat.

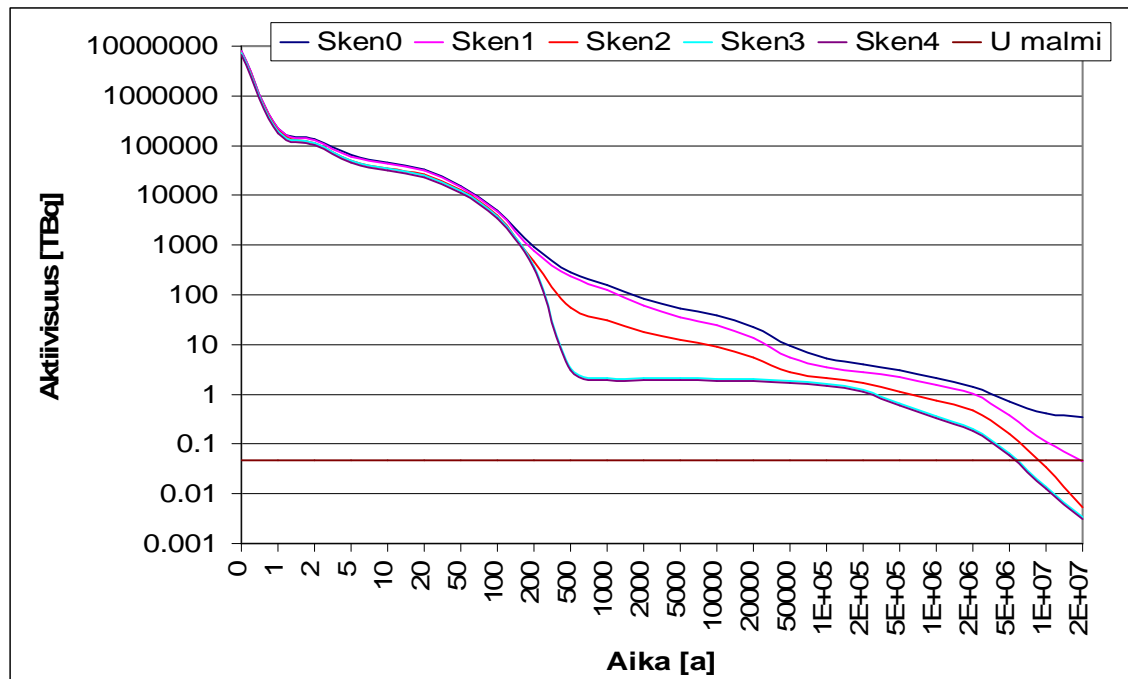
Fissiotuotteiden jakauma on määritetty ORIGEN2.2:n avulla, kun reaktorina on käytetty painevesireaktoria ja UO_2 -polttoaineen (rikastettu 4.15 % U-235 suhteen) palamana 50 MWd/t. Fissiotuotteet koostumus heti reaktorista poiston jälkeen käsitti noin 800-900 erilaista isotooppia. Yksinkertaisuuden ja käytännöllisyyden vuoksi (syötteen kirjoittaminen olisi ollut kohtuuttoman työlästä) vain ne isotoopit on otettu laskelmiin mukaan, joiden massa ylitti 10 milligramman rajan, kun jakauma kerrottiin kunkin skenaarion fissiotuotteiden kokonaismassalla (pois jääneiden fissiotuotteiden osuus kaikista fissiotuotteista oli noin $3.3 \cdot 10^{-5}$). Näin fissiotuotteiden määrää saatiin laskettua 273 erilaiseen isotooppiin heti reaktorista poiston jälkeen. Tämä yksinkertaistus saattaa vaikuttaa hiukan laskevasti polttoaineen radioaktiivisuuteen ja lämmöntuottoon heti polttoaineen reaktorista poiston jälkeen (noin 1-2 vuotta), mutta pidemmällä aikavälillä ero tasoittuu, kun osa fissiotuotteista hajoaisi muutenkin pois.

Kuvassa 16 on esitetty kunkin skenaarion loppusijoitettavan korkea-aktiivisen jätteen radioaktiivisuus ajan funktiona. Kuvasta nähdään, että jätteen radioaktiivisuus putoaa noin sadasosaan parin ensimmäisen vuoden aikana. Tämän jälkeen pudotus hiukan tasoittuu kunnes 100-400 vuoden paikkeilla fissiotuotteiden aktiivisuus laskee kokonaisaktiivisuutta voimakkaasti. Fissiotuotteet hallitsevat jätteen aktiivisuutta muutama ensimmäisen vuosisadan ajan, jonka jälkeen pitkäikäisemmät aktinidit siirtyvät dominoivampaan rooliin.

Aktiivisuuden ero eri skenaarioiden välillä alkaakin näkyä vasta noin 100-200 vuoden paikkeilla johtuen aktinidien erilaisesta kierrätyksestä. Perusskenaariossa aktinideja ei

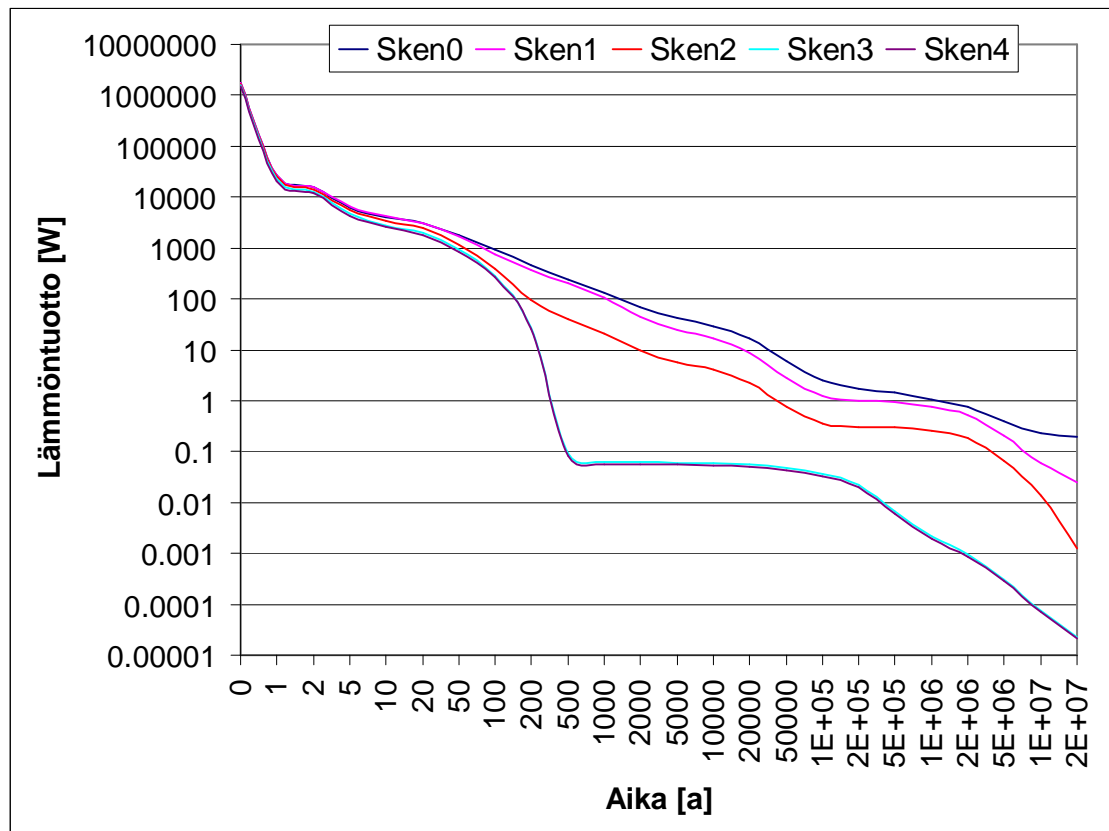
kierrätetä, joten aktiivisuus pysyy koko ajan korkeimpana. Skenaarioissa yksi osa ja skenaariossa kaksi kaikki uraani ja plutonium poistetaan käytetystä polttoaineesta, joten aktinideista aiheutuva jätteen radioaktiivisuus vähenee perusskenaarioon verrattuna. Toisen vertailuskenaarion jätteen aktiivisuus on noin viidesosa perusskenaarioon verrattuna aina noin 500 vuodesta eteenpäin. Noin 2 miljoonan vuoden kuluttua ero kasvaa entisestään pitkäikäisten uraanin ja plutoniumin isotooppien puuttumisen vuoksi. Vertailuskenaarioissa kolme ja neljä kierrätetään kaikki aktinidit (eli uraani, plutonium ja sivuaktinidit), joten jätteen radioaktiivisuus on peräisin kokonaan fissiotuotteista. Ero perusskenaarioon on aktiivisuuden jyrkempi pudotus 200-500 vuoden välillä sekä 2 miljoonan vuoden jälkeen. Vertailuskenaarioiden kolme ja neljä jätteen aktiivisuus saavuttaa 2 TBq aktiivisuuden vuoden 600 tienoilla, kun taas perusskenaarion tapauksessa tähän menee noin miljoona vuotta.

Kuvaan 16 on myös vertailun vuoksi hahmoteltu uraanimalmin aktiivisuus, kun malmin uraanipitoisuus on 15 % ja aktiivisuuspitoisuus on 25 MBq/kg [WNA 2011b]. Malmin määränä on käytetty perusskenaarion loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen määrää eli 1877 kg/TWh. Perusskenaarion jätteen aktiivisuus ei leikkaa malmin kuvaajaa missään vaiheessa, joten edes 20 miljoona vuotta ei riitä laskemaan jätteen aktiivisuustasoa uraanimalmin tasolle. Muilla skenaarioilla aktiivisuustaso laskee malmin tasolle noin 5-20 miljoonassa vuodessa. Jos malmin määränä käytettäisiin sitä 15 % malmin määrää, joka tarvitaan 1877 kg polttoainemäärän tuottamiseen (noin 130000 kg), olisi malmin kokonaisaktiivisuus noin 3,2 TBq:ä. Tämä taso leikkaisi skenaarioiden kolme ja neljä aktiivisuuskuvaajan jo noin 500 vuoden kuluttua ja perusskenaarion ja skenaarioiden yksi ja kaksi kuvaajat noin 50-500 tuhannen vuoden kuluttua reaktoria poiston jälkeen.



Kuva 16. Loppusijoitettavan korkea-aktiivisen jätteen radioaktiivisuus ajan suhteen eri skenaarioilla. Y-akselilla on logaritminen asteikko.

Kuvassa 17 on edelleen esitetty eri skenaarioissa syntyvän käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen lämmöntuotto ajan suhteen. Kuvaaja muistuttaa läheisesti radioaktiivisuuden kuvaajaa edellä. Parin ensimmäisen vuoden aikana lämmöntuotto putoaa noin sadasosaan alkuperäisestä, kun suurin osa lyhyt ikäisistä fissiotuotteista hajoaa pois. Ensimmäisinä vuosisatoina lämmöntuotantoa hallitsevat fissiotuotteet, minkä jälkeen aktinidit ottavat dominoivamman roolin. Vertailuskenaarioilla kolme ja neljä lämmöntuotto putoaa selvästi nopeammin vuosien 200-500 välillä, koska jäte ei sisällä lainkaan aktinideja. Pudotus on myös selvästi jyrkempi miljoonan vuoden jälkeen niillä skenaarioilla, joiden jätteet eivät sisällä aktinideja tai sisältävät niitä perusskenaariota vähemmän.



Kuva 17. Loppusijoitettavan korkea-aktiivisen jätteen lämmöntuotto ajan suhteen eri skenaarioilla. Y-akselilla on logaritminen asteikko.

5.5 Tulosten pohdiskelua

Fukuda et al. raportin [2003, 4-5] mukaan vuoden 2003 alkuun mennessä syntyneen käytetyn ydinpolttoaineen määrä maapallolla oli yhteensä noin 255000 tHM (HM englanniksi heavy metal. Merkitys hiukan vaihtelee lähteen mukaan. Kyseisessä lähteessä ei ole tarkemmin selitetty. Tarkoittaa tavallisesti kaikkia aktinideja ja fissiotuotteita, mutta ei esimerkiksi suojakuorimateriaaleja.). Näistä noin kolmannes (84000 tHM) on jälleenkäsitelty. Vuoteen 2020 mennessä syntyneen käytetyn polttoaineen määrän oletetaan raportissa olevan jo 445000 tHM. Vuosittain käytettyä polttoainetta arvioitiin syntyvän lisää vuonna 2010 noin 11500 tHM. [Fukuda et al 2003, 4-5] Jos oletetaan, että vuonna 2020 edelleen kolmasosa siihen mennessä syntyneestä käytetystä polttoaineesta on jälleenkäsitelty, varastoidun loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen määrä maapallolla olisi noin 300000 tHM ja jälleenkäsiteltyyn 150000 tHM.

2000-luvun alkupuolella maapallolla ydinenergialla tuotetun sähkön määrä on ollut vuosittain noin 2600 TWh [IAEA 2010c, 18-19]. Jos oletetaan edellisen kappaleen arvion mukaan vuosittaisen syntyvän käytetyn polttoaineen määräksi 11500 tHM, voidaan käytetyn polttoaineen määräksi tuotettua TWh kohti arvioida 4423 kgHM/TWh. Taulukossa 7 on esitetty tässä työssä laskettujen eri skenaarioissa syntyvän käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen määrät tuotettua TWh sähköä kohti. Perusskenaariossa, joka on lähimpänä nykyisin käytössä olevaa polttoainekiertoa, käytetyn polttoaineen määrä tuotettua TWh kohti oli 1887 kgHM/TWh eli alle puolet edellä olevaa arviota pienempi. Suuri ero johtuu tämän työn laskelmissa käytetyistä paremmasta hyötysuhteesta sekä suuremmasta polttoaineen palamasta. (Kun käytetään palamana 40 MWd/kg, polttoaineen rikastusasteena 4 %, hyötysuhteena 33 % ja polttoaineen reaktorissa oloaikana 3 vuotta, saadaan NFCSS:n avulla laskettua käytetyn polttoaineen määräksi 3155 kgHM/TWh.) Tällä hetkellä noin neljä viidesosaa toiminnassa olevista reaktoreista on yli 20 vuotta vanhoja [IAEA 2010c, 79]. Nämä reaktorit poistuvat käytöstä viimeistään 2030-2040 vaiheilla, jos reaktorin elinikänä pidetään 40-50 vuotta. Jos oletetaan, että tämän jälkeen tilalle rakennetaan hyötysuhteeltaan ja palamaltaan parempia laitoksia, voidaan arvioida tuotetun käytetyn polttoaineen määrän vähenevän ainakin puoleen vuosittain. Toisaalta, jos maailmanlaajuinen ydinvoimakapasiteetti kasvaa samaan aikaan kaksinkertaiseksi, pysyy vuosittain tuotetun käytetyn polttoaineen määrä suurin piirtein samalla tasolla nykyiseen eli noin 10000 tHM/a.

NEA:n [2010, 59] tilastojen mukaan ydinvoimalla tuotetun sähkön määrä vuonna 2008 oli yhteensä maapallolla 2611 TWh ja uraanin kokonaiskulutus oli 59065 tU. Tuotettua sähkömäärää kohden uraanin kulutus oli siis 22622 kgU/TWh. [NEA 2010, 59] Tämän työn perusskenaario kuvaa nykyisin pääosin kaupallisessa käytössä olevaa avointa polttoainekiertoa. Uraanin kulutukseksi perusskenaariossa laskettiin 19340 kg/TWh, joka on noin 15 % pienempi kuin OECD:n tilastoista lasketussa arvossa. Syitä erolle on ainakin tämän työn laskelmissa käytetty parempi reaktorin hyötysuhde verrattuna nykyisiin reaktoreihin (tässä työssä 37 %, kun esimerkiksi Suomen nykyisissä reaktoreissa hyötysuhde on noin 33 %), suurempi palama (tässä työssä 60 MWd/kgU, kun esimerkiksi Suomen nykyisissä reaktoreissa palama on 37-40 MWd/kgU) sekä lisäksi rikastuksessa syntyvän köyhdytetyn uraanin pieni U-235 isotoopin osuus 0,25 %, joka on mahdollisesti keskimääräistä alhaisempi nykyiseen rikas-

tustoimintaan verrattuna. Köyhdytetyn uraanin U-235 osuudella on suhteellisen suuri vaikutus luonnonuraanin kulutukseen, sillä laskemalla U-235 osuutta köyhdytetyssä uraanissa 0,3 prosentista 0,25 prosenttiin, voidaan vähentää luonnonuraanin tarvetta jopa 9,5 % [NEA 2010, 75]. Euratomin [2008, 21] raportin mukaan ainakin suurimmalla osalla Euroopan rikastuslaitoksista on U-235:n osuus köyhdytetyssä uraanissa välillä 0,2-0,3 %, joten ero ei voi olla kovin suuri.

Taulukossa 8 on verrattu eri skenaarioiden uraanin kulutusta ja uraaniresurssien riittävyttä nykyhetkessä (vuosi 2008), jos ydinvoimakapasiteettia ei lisättäisi ja uusia uraanilöytöjä ei tehtäisi. Lisäksi taulukossa on oikea vuoden 2008 tilanne. Uraanin riittävyyden arvioimisessa on käytetty taulukon 2 todennettujen uraanivarojen arvoja alle USD 260/kgU hyödyntämiskustannuksella. Taulukon 8 perusteella reaktoreiden hyötysuhdetta ja palamaa parantamalla sekä rikastusta tehostamalla uraanin kulutusta voidaan parantaa noin 15 % vuoden 2008 tilanteesta. Edelleen korvaamalla uraania kierrätetyllä plutoniumilla kevytvesireaktoreissa uraanin tarvetta voidaan vähentää noin 24 %. Edellä olevat toimenpiteet ovat suhteellisen helposti toteutettavissa, kun MOX-polttoaineen hyödyntämiseen liittyvä teknologia on jo osittain otettu käyttöön, eikä voimalaitosten tehokkuuden lisääminen vaadi uuden ydinvoimalaitoksen vertaisia investointeja tai rakennusaikaa.

Taulukosta 8 voidaan myös huomata, että ottamalla käyttöön nopeat reaktorit ja kierrättämällä niissä plutoniumia polttoaineena (skenaariot kaksi ja kolme), voidaan uraanin tarvetta vähentää jopa yli puoleen nykyisestä ja nostaa nykyisten uraanivarojen riittävyys yli 200 vuoteen. Skenaarioiden 2 ja 3 (ja 4) tapauksessa siirtymävaihe on kuitenkin paljon pidempi. Nopeiden reaktoreiden ja polttoaineen käsittelyyn tarvittavien laitoksien rakentaminen voi viedä jopa vuosikymmeniä. Jos polttoainekierron käyttöönotto kestää esimerkiksi 50 vuotta, niin taulukon 8 arvion mukaan noin puolet nykyisin tunnetuista uraanivaroista ehditään jo kuluttaa ennen kuin nopeiden reaktoreiden hyödyt alkavat tuntua. Lisäksi OECD on arvioinut [NEA 2010, 77] maailman ydinvoimakapasiteetin jopa kaksinkertaistuvan nykyisestä 372 GW:sta seuraavien 20-30 vuoden kuluessa, mikä edelleen kasvattaa uraanin kulutusta.

Taulukko 8. Uraanin tarve ja riittävyys arvioituna eri skenaarioille nykyhetkessä. Vuosittaisena ydinvoimalla tuotetun sähkön määränä on pidetty vuoden 2008 arvoa 2611 TWh.

	Uraanin tarve, [tU/TWh]	Vuosittainen uraanin tarve yhteensä, [tU/a]	Uraanin riittävyys ($< \text{USD } 260/\text{kgU}$), [a]
Vuosi 2008	22,6	59065	107
Skenaario 0	19,3	50498	125
Skenaario 1	17,2	44941	140
Skenaario 2	10,6	27773	227
Skenaario 3	9,7	25246	250

Skenaarion neljä tapauksessa luonnonuraanin sijasta polttoaineen raaka-aineena käytetään köyhdytettyä uraania ja plutoniumia. Köyhdytetyn uraanin tarve tuotettua sähköä kohti on tulosten perusteella 1279 kg/TWh ja vuoden 2008 ydinsähkön tuottaminen kokonaan MOX-polttoainetta käyttävillä nopeilla reaktoreilla vaatisi näin ollen yhteensä noin 3340 tonnia köyhdytettyä uraania vuosittain. Varastoidun köyhdytetyn uraanin nykyinen määrä arvioidaan olevan noin 1300000 tonnia [Kok 2009, 247]. Tämä määrä riittäisi kattamaan polttoaineen raaka-ainetarpeen 390 vuodeksi. Jos OECD:n ennustus ydinvoimakapasiteetin kaksinkertaistumisesta kuitenkin toteutuu ja oletetaan, että se ei siitä enää kasva, riittäisivät köyhdytetyn uraanin varastot 195 vuodeksi. Köyhdytettyä uraania kertyisi vielä kuitenkin lisää ennen kuin täysin nopeisiin reaktoreihin perustuvaan polttoainekierto on voitaisiin lopullisesti siirtyä. Jos oletetaan, että nopeiden reaktoreiden kierto olisi täysin toteutettavissa vuoden 2100 paikkeilla, tarkoittaisi se sitä, että nykyisten köyhdytettyjen uraanivarastojen lisäksi tulisi vielä noin 90 vuoden varastot. Jos oletetaan, että kertyvä määrä on suurin piirtein samansuuruisen kuin nykyinen (tämä määrä voisi hyvinkin olla suurempi kuin tähän asti kertyneet, johtuen kaksinkertaistuvasta ydinvoiman kapasiteetista ja pidemmästä ajasta, mutta pikku hiljaa yleistyvien kehittyneiden reaktorien oletetaan kuitenkin vähentävän uraanin tarvetta), voidaan karkeasti arvioida köyhdytetyn uraanin riittävän noin 400-500 vuodeksi kaksi kertaa nykyistä suuremmalla ydinvoimakapasiteetilla sen jälkeen, kun viimeiset termiset reaktorit ovat pääosin poistuneet käytöstä.

5.6 Yhteenveto

Luvussa viisi määritettiin eri skenaarioille prosessien väliset massavirrat tuotettua sähköenergian määrää kohti. Laskennassa käytettiin apuna IAEA:n kehittämää polttoainekierron simulointiohjelmaa NFCSS (Nuclear Fuel Cycle Simulation System).

Tuloksien perusteella jälleenkäsittelmällä käytetty polttoaine ja poistamalla siitä uraani sekä plutonium, voidaan loppusijoitettavan korkea-aktiivisen jätteen tilavuutta vähentää noin kymmenesosaan verrattuna siihen, että käytetty polttoaine loppusijoitetaisiin suoraan. Sivuaktinidien määrä käytetyssä polttoaineessa on niin vähäinen, ettei sen kierrätyksellä ole suurta vaikutusta loppusijoitettavan jätteen tilavuuteen. Jälleenkäsittelystä kertyy kuitenkin 1000–1500 kg jälleenkäsiteltyä uraania tuotettua TWh kohti, joka joudutaan varastoimaan ja lopulta mahdollisesti loppusijoittamaan, jos sen hyödyntäminen ei tule koskaan olemaan taloudellisesti kannattavaa. Jälleenkäsittelystä saatavalla uraanilla voitaisiin korvata luonnonuraanin tarpeesta noin 10 %, jos oletettaisiin sen vastaavan täydellisesti luonnonuraania.

Uraanin rikastuksessa syntyvää köyhdytetyn uraanin määrää voidaan vähentää korvaamalla UO_2 -polttoainetta MOX-polttoaineella, kun rikastustyön määrä vähenee ja köyhdytettyä uraania voidaan käyttää polttoaineen valmistamisessa. Täysin nopeisiin reaktoreihin perustuva polttoainekierto vaatisi noin 1400 kg köyhdytettyä uraania tuotettua TWh kohti. Nykyiset ja tulevat köyhdytetyn uraanin varastot pystyisivät kattamaan tarpeen noin 400-500 vuodeksi.

Luonnonuraanin kulutusta voidaan vähentää jopa puoleen korvaamalla sitä kierrätetyllä plutoniumilla nopeissa reaktoreissa. Siirtymällä täysin nopeisiin reaktoreihin perustuvaan polttoainekiertoon, uraanin kulutus saataisiin teoriassa nolnaan. Jo pelkästään avointa polttoainekiertoa tehostamalla luonnonuraanin tarvetta voitaisiin vähentää noin 15 %.

Loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen radioaktiivisuudet eri skenaarioilla käyttäytyvät hyvin samalla tavalla ensimmäisen parin sadan vuoden ajan, kun suurin osa aktiivisuudesta on peräisin fissiotuotteista. Aktiivisuus on

alussa noin 10 miljoonaa TBq, mutta putoaa noin sadasosaan parin ensimmäisen vuoden aikana. Vuosien 100-500 välillä fissiotuotteiden aktiivisuus laskee voimakkaasti ja pitkäikäiset aktinidit tulevat dominoivampaan rooliin. Tässä vaiheessa myös erot eri skenaarioiden jätteiden aktiivisuudessa alkaa näkyä. Perusskenaariossa aktinideja ei kierrätetty, joten aktiivisuus pysyy koko ajan korkeimpana. Vertailuskenarioissa yksi ja kaksi uraani ja plutonium poistetaan jätteestä ennen loppusijoitusta (skenaariossa yksi vain osa uraanista ja plutoniumista poistetaan), joten aktinideista aiheutuva radioaktiivisuus on matalampi perusskenaarioon verrattuna. Vertailuskenarioissa kolme ja neljä kierrätetään kaikki aktinidit (eli uraani, plutonium ja sivuaktinidit), joten jätteen radioaktiivisuus on peräisin kokonaan fissiotuotteista. Kierrätyksen ja transmutaation avulla voidaan jätteen radioaktiivisuus vähentää 500 vuodessa sille tasolle, johon muuten menisi noin 500 tuhatta vuotta.

Loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen lämmöntuotannon kuvaaja muistuttaa läheisesti radioaktiivisuuden kuvaajaa. Parin ensimmäisen vuoden aikana lämmöntuotanto putoaa noin sadasosaan alkuperäisestä, kun suurin osa lyhytikäisistä fissiotuotteista hajoaa pois. Vertailuskenarioilla kolme ja neljä lämmöntuotanto putoaa selvästi nopeammin vuosien 200-500 välillä, koska jäte ei sisällä lainkaan aktinideja. Pudotus on myös selvästi jyrkempi miljoonan vuoden jälkeen niillä skenaarioilla, joiden jätteet eivät sisällä aktinideja tai sisältävät niitä perusskenaariota vähemmän.

6 RADIOAKTIIVISET PÄÄSTÖT

Tässä luvussa on tarkoitus vertailla erilaisten ydinpolttoainekiertojen radioaktiivisia päästöjä elinkaarimallinnuksen avulla. Radioaktiivisten päästöjen mallinnuksessa on käytetty apuna GaBi 4.4 -elinkaarimallinnusohjelmaa ja tietokantana on käytetty Ecoinvent-tietokantaa. Tavoitteena mallinnuksessa on vertailla luvussa neljä esitettyjen viiden erilaisen ydinpolttoainekierron kaasumaisia ja nestemäisiä radioaktiivisia päästöjä. Skenaarioiden keskinäisen vertailun lisäksi tavoitteena on arvioida radioaktiivisia päästöjä myös ydinpolttoainekierron sisältämien eri prosessien välillä ja määrittää näin radioaktiivisten päästöjen suhteen merkittävimmät kohdat ydinpolttoainekierrossa. Kaikki tässä luvussa lasketut päästöt ovat käytönaikaisia normaaleissa käyttöolosuhteissa tapahtuvia päästöjä. Onnettomuustilanteita ei ole otettu arvioinnissa huomioon.

6.1 Elinkaariarvioinnin toteutus

Elinkaarimallinnuksen vertailuyksikkönä on käytetty ekvivalenttia jodi-129-aktiivisuutta yhtä tuotettua TWh sähköä kohti (I-129-ekv-Bq/TWh). Erilaisten kaasumaisten ja nestemäisten radioaktiivisten aineiden päästöt muunnetaan I-129-ekv-Bq -yksiköihin GaBi:ssa määrättyjen kertoimien avulla.

6.1.1 Elinkaariarvioinnin rajaus

Elinkaariarvioinnissa on tarkoitus määrittää vain ydinpolttoainekiertojen radioaktiivisia päästöjä. Tarkastelun ulkopuolelle on jätetty esimerkiksi polttoaineiden, sähkön ja lämmön tuotannosta ja käytöstä aiheutuvat päästöt, koska niiden ei oleteta sisältävän radioaktiivisia päästöjä. Yksikköprosesseista on laskettu mukaan kuvissa 4-8 olevat merkittävimmät ydinpolttoainekierron prosessit sekä lisäksi uraanimalmin kemiallisesta rikastuksesta syntyvän jätteen käsittely. Eri prosessien välisistä kuljetuksista aiheutuvia radioaktiivisia päästöjä ei ole erikseen tässä arvioinnissa tarkasteltu, koska hyviä

tietolähteitä niiden arvioimiselle ei löytynyt ja niiden on oletettu olevan merkityksellisen pieniä kokonaispäästöihin verrattuna. Samasta syystä myös rikastuslaitoksilta tulevan köyhdytetyn uraanin sekä jälleenkäsittelystä saatavan kierrätetyn uraanin varastoinnista johtuvat radioaktiiviset päästöt on myös jätetty laskennasta pois. Lisäksi kaikkien yksikköprosessien syötteiden ja tuotosten häviöiden on oletettu olevan niin vähäiset, ettei niitä ole erikseen otettu mukaan tarkasteluun.

6.1.2 Tietotyypit, tiedon lähteet sekä lähtötietojen laatuvaatimukset

Elinkaarimallinnuksen yksikköprosessien syötteiden ja tuotosten lähtötietoina on pääosin käytetty luvussa viisi NFCSS-ohjelmalla laskettuja massavirtoja. Poikkeuksena on uraanimalmin kemiallisessa rikastuksessa syntyneen jätteen määrä, joka on arvioitu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessin ``RNA: uranium natural, in yellowcake, at mill plant <u-so>'' mukaan. Yksikköprosessien radioaktiiviset päästöt on arvioitu ecoinvent-tietokannan yksikköprosessien tiedoista. Koska tietokannasta ei aina löytynyt suoraan vastaavia yksikköprosesseja, joita eri vertailuskenaarioissa on käytetty, on tietokannasta pyritty valitsemaan mahdollisimman sopivat prosessit kuvaamaan eri prosessien toimintaa. Luvussa 6.2 on perusteellisemmin esitetty lähtötiedot eri prosessien radioaktiivisille päästöille.

Mallinnuksessa käytetyn Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessien prosessikuvauksien perusteella lähteiden ajallinen kattavuus vaihtelee eri prosessien välillä. Pääosin yksikköprosessien tiedot sijoittuvat kuitenkin viime vuosituhannen loppupuolelle. Eri lähteiden maantieteellistä sijaintia ei ole pidetty kovin tärkeänä kriteerinä yksikköprosessia valittaessa, koska polttoainekiertojen vertailuskenaariot eivät sijoitu suoraan mihinkään maantieteelliselle alueelle. Tärkeämpänä kriteerinä on pidetty lähteen luotettavuutta, vaikka lähtötietojen tarkkuutta sekä täydellisyyttä olikin useimmissa tapauksissa vaikea arvioida pelkkien prosessikuvausten perusteella. Vaikka kirjallisuudessa onkin tarjolla jonkin verran tietoa radioaktiivisista päästöistä eri prosesseille, johdonmukaisuuden vuoksi työssä on käytetty pääosin lähteenä pelkästään Ecoinvent-tietokantaa.

6.1.3 Eri skenaarioiden vertailtavuus

Joissain tapauksissa eri skenaarioiden toiminnoissa on jouduttu käyttämään samaa yksikköprosessia vaikka toiminnot eroavat toisistaan tai niiden syötteet ja tuotokset ovat erilaiset. Esimerkiksi termisen ja nopean reaktorin toimintaa sekä UO_2 - ja MOX-polttoaineen jälleenkäsittelyä on kaikissa skenaarioissa kuvattu samalla yksikköprosessilla, vaikka prosesseilla on todellisuudessa eroa radioaktiivisten päästöjen suhteen. Luvussa 6.2 on tarkemmin esitetty valinnan syyt. Eri skenaarioiden sisältämiä samoja toimintoja on kuitenkin kuvattu mallinnuksessa myös samoilla yksikköprosesseilla.

6.1.4 Vaikutusarviointi

Radioaktiivisten päästöjen aiheuttamien säteilyannosten suuruus laitosten ympäristön asukkaille riippuu useista eri tekijöistä ja on erittäin monimutkainen prosessi. Vaikuttavia tekijöitä ovat muun muassa asutuksen jakautuminen lähiympäristöön, asukkaiden elintavat, ympäristön ja päästölähteen ominaisuudet. Nämä tekijät vaihtelevat paljonkin laitoksen sijainnin ja piirteiden mukaan, joten yleinen arviointi annoksien suuruudesta vaatisi paljon oletuksia ja tuloksien epävarmuus kasvaisi kohtuuttoman suureksi. [NEA 2000b, 8] Näin ollen ympäristövaikutusarviointia ei tässä mallinnuksessa ole suoritettu, vaan tavoitteena on arvioida vain radioaktiivisten päästöjen määrää.

6.2 Yksikköprosessien kuvaus

Prosessien tarkemmat kuvaukset on esitelty aiemmin luvussa kaksi. Tässä luvussa keskitytään ainoastaan eri yksikköprosessien elinkaarimallintamiseen liittyviin yksityiskohtiin. Liitteessä III on esitetty kaikkien eri vertailuskenaarioiden GaBi:n järjestelmäkuvaukset.

Kuten aiemmin jo mainittiin, eri skenaarioiden yksikköprosessien väliset massavirrat perustuvat edellä luvussa viisi laskettuihin tuloksiin. Näin ollen elinkaarimallinnuksessa käytettyjen yksikköprosessien sisällä tapahtuvat laskutoimitukset massavirtojen osalta on ratkaistu mahdollisimman yksinkertaisesti vain tarkoituksena saada syötteet

ja tuotokset vastaamaan luvun viisi laskelmaa. Näiden laskujen esittelemine tässä on näin ollen jätetty tarkastelun ulkopuolelle. Muut tarkasteltavat yksityiskohdat kustakin käytetystä yksikköprosessista on esitetty seuraavassa.

Louhinta

Louhinta on ydinpolttoainekierron ensimmäinen yksikköprosessi, joten se ei sisällä syötteitä. Ainoana tuotoksena on uraanimalmi. Louhinnan radioaktiiviset päästökerroimet tuotettua uraanimalmikilogrammaa kohti on saatu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``GLO: uranium natural, at mine <agg>``. Yksikköprosessi olettaa, että uraanimalmista 40 % on louhittu avoimesta uraanikaivoksesta ja 60 % maanalaisesta uraanikaivoksesta. Yksikköprosessin tietojen mukaan kaasumaisten ja nestemäisten radioaktiivisten päästöjen määrät on otettu vanhoista lähteistä. Avoimen kaivoksen kannalta niiden muutoksen ajan suhteen on oletettu olevan vähäinen, mutta maanalaisen kaivoksen osalta Ra-226-, Ra-222- ja Th-230-päästömäärien on oletettu olevan epävarmoja. Kaikissa skenaarioissa louhinnan kuvaamiseen on käytetty samaa yksikköprosessia.

Malmin kemiallinen rikastus

Malmin kemiallisen rikastuksen syöte on uraanimalmi ja lähtevät tuotokset ovat uraanirikaste sekä kemiallisesta rikastuksesta aiheutuva jäte. Malmin kemiallisen rikastuksen päästöt sekä syntyvän jätteen määrä on saatu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``RNA: uranium natural, in yellowcake, at mill plant <u-so>``. Yksikköprosessi kuvaa Pohjois-Amerikan laitoksia ja nestemäisten sekä kaasumaisten päästöjen kertoimet on arvioitu 90-luvun alun päästöistä. Yksikköprosessista lähtevän uraanirikasteen oletetaan olevan sadasosa tulevasta uraanimalmin määrästä (NFCSS:ssä käytetty oletus) eli toisin sanoen keskimääräisen uraanipitoisuuden louhittussa malmissa on oletettu olevan noin 0,1 %. Kaikissa skenaarioissa malmin kemiallisen rikastuksen kuvaamiseen on käytetty samaa yksikköprosessia.

Kemiallisen rikastuksen jätteiden päästöarviot on saatu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``GLO: tailings, uranium milling <u-so>``. Prosessikuvauksen mukaan jätteiden koostumuksen tiedot on kerätty muutaman Yhdysvalloissa sijaitsevan kaivoksen tiedoista.

Konversio

Konversioprosessin syöte on uraanirikaste ja lähtevä tuotos uraaniheksafluoridi. Konversioprosessista aiheutuvat radioaktiiviset päästöt on otettu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``US: uranium natural, in uranium hexafluoride, at conversion plant <u-so>``. Päästökertoimet on saatu jo suljetulta Sequoyahin laitokselta, jossa konversiomenetelmänä on käytetty märkämenetelmää. Päästökertoimissa on otettu huomioon myös laitoksen purkamisesta aiheutuvat radioaktiiviset päästöt. Kaikissa skenaarioissa konversioprosessin kuvaamiseen on käytetty samaa yksikköprosessia.

Rikastus

Rikastusprosessin syöte on konversioprosessista tuleva uraaniheksafluoridi ja lähtevinä tuotoksina ovat rikastettu uraani sekä köyhdytetty uraani. Uraanin rikastuksen radioaktiiviset päästöt on arvioitu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessin ``FR: uranium, enriched 4.2 %, at EURODIF enrichment plant <u-so>`` mukaan. Yksikköprosessin radioaktiivisten päästöjen määrät ilmaan ja veteen on saatu Yhdysvaltojen diffuusiolaitoksista. Kaikissa skenaarioissa on rikastuslaitoksen kuvaamiseen käytetty samaa yksikköprosessia.

Alkuperäisessä yksikköprosessissa radioaktiiviset päästöt on laskettu rikastustyön yksikön kg-SWU mukaan. Rikastustyön yksikkö kg-SWU kuvaa rikastusprosessissa tapahtuvan entropiamuutoksen määrää ja riippuu rikastetun uraanin, köyhdytetyn uraanin sekä rikastukseen tulevan uraanin rikastusosuuksista (tässä tapauksessa U-235-osuuksista). Tähän tarkasteluun päästökertoimia on muutettu siten, että ne vastaavat tuotetun rikastetun uraanin määrää. Koska rikastusosuudet pysyvät samoina kaikissa skenaarioissa (rikastettava uraani 0,71 %, köyhtynyt uraani 0,25 % ja rikastettu uraani 5 %), myös rikastustyön ja tuotetun rikastetun uraanin määrän suhde pysyy samana kaikissa skenaarioissa. Näin ollen muutos on tehty yksinkertaisesti kertomalla alkuperäiset päästökertoimet rikastustyön ja tuotetun rikastetun uraanin suhteella.

Polttoaine-elementtien valmistus

Tarkasteltavissa skenaarioissa on käytössä yhteensä viidenlaista polttoainetta, UO₂-polttoainetta kevytvesireaktoreille, MOX-polttoainetta termisille ja nopeille reaktoreil-

le, MOX-polttoainetta lisättynä sivuaktinideilla sekä hyötövaippapolttoainetta. UO_2 - sekä hyötövaippapolttoaine-elementtien valmistuksen radioaktiiviset päästöt on oletettu olevan yhtä suuret ja niiden radioaktiiviset päästöt on saatu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``CH: U enriched 4.2%, in fuel element for LWR, at nuclear fuel fabrication plant <u-so>`. Yksikköprosessin radioaktiiviset päästöt on saatu kahdelta saksalaiselta kaupalliselta polttoaineenvalmistuslaitokselta, joissa valmistettiin UO_2 -polttoainetta kevytvesireaktoreihin.

MOX-polttoaineiden valmistuksessa käsitellään plutoniumia ja mahdollisesti sivuaktinideja uraanin lisäksi, joten radioaktiivisten päästöjen voidaan olettaa olevan suuremmat tavalliseen UO_2 -polttoaineeseen verrattuna. Koska hyvää lähdettä päästöjen suuruusluokasta ei kuitenkaan kirjallisuudesta löytynyt, eivätkä polttoaine-elementtien valmistuksessa syntyvät radioaktiiviset päästöt ole tavallisesti kovin merkittävät suhteessa kaikkiin ydinpolttoainekierron aikana syntyviin radioaktiivisiin päästöihin [UNSCEAR 2000, 182], tässä työssä päästöjen on arvioitu olevan karkeasti kaksi kertaa UO_2 -polttoainetta suuremmat (kirjoittajan oma arvio). Päästöjen on lisäksi oletettu sisältävän myös plutoniumia.

Polttoaineen valmistuksen yksikköprosessien syötteen vaihtelevat sen mukaan, mitä polttoainetta valmistetaan. UO_2 -polttoaineen valmistuksessa syötteenä on vain rikastettu uraani. MOX-polttoaineen syötteenä on köyhdytetty uraani sekä plutonium ja joissain tapauksissa sivuaktinidit. Vaippapolttoaineen syötteenä on pelkästään köyhdytetty uraani. Tuotoksena kaikilla yksikköprosesseilla on vain kyseinen polttoaine.

Reaktori

Eri skenaariot käsittävät termisiä sekä nopeita reaktoreita, joissa käytetään yhteensä viidenlaista polttoainetta. Koska UO_2 - tai MOX-polttoaineen käytön vaikutus reaktorin käytön aikaisiin radioaktiivisiin päästöihin ei ole merkittävä [NEA 2000b, 29-30, 78-81] eikä nopean ja termisen reaktorin toiminnan aiheuttamien radioaktiivisten päästöjen ero ole merkittävä [UNSCEAR 2000, 278], on kaikille reaktoreille oletettu samat päästömäärät tuotettua sähköenergiaa kohden.

Reaktorin yksikköprosessin syötteenä on jokin kolmesta eri skenaarioissa käytetyistä polttoaineesta (skenaariossa neljä syötteenä on sekä vaippa- että MOX-polttoaine). Tuotoksina on sähköenergia sekä käytetty polttoaine. Ydinreaktorin radioaktiiviset päästöt on saatu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``CH: electricity, nuclear, at power plant pressure water reactor <u-so>``. Yksikköprosessin radioaktiiviset päästöt on arvioitu kolmen Sveitsiläisen ydinreaktorin päästöistä (Beznau I + II ja Gösgen) vuosien 1995 – 2002 välillä.

Jälleenkäsittely

Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelystä aiheutuvien radioaktiivisten päästöjen oletetaan olevan yhtä suuret kaikille eri polttoaineille, vaikka aktiivisten aineiden määrät vaihtelevatkin eri polttoaineilla (esimerkiksi plutoniumin ja sivuaktinidien osuus polttoaineessa). Käsiteltävät aineet pysyvät kuitenkin samoina käsiteltiinpä mitä polttoainetta tahansa. Jälleenkäsittelyn yksikköprosessin radioaktiiviset päästöt näille polttoaineille on saatu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``RER: nuclear spent fuel, in reprocessing, at plant <u-so>``. Alkuperäisen yksikköprosessin radioaktiiviset päästöt on saatu Cogeman operoiman La Hagen jälleenkäsittelylaitoksen ympäristöraportista vuosilta 1996 ja 1997. Päästöt kattavat La Hagen yksiköt UP2 ja UP3.

Jälleenkäsittelyyn tulevat syötteenä ovat reaktoreista tuleva käytetty polttoaine. Yksikköprosessissa tuleva käytetty polttoaine jaetaan neljään tuotosvirtaan, jotka ovat uraani, plutonium, fissiotuotteet sekä sivuaktinidit. Tuotoksien osuudet on laskettu erikseen NFCSS-ohjelmalla.

Loppusijoitus

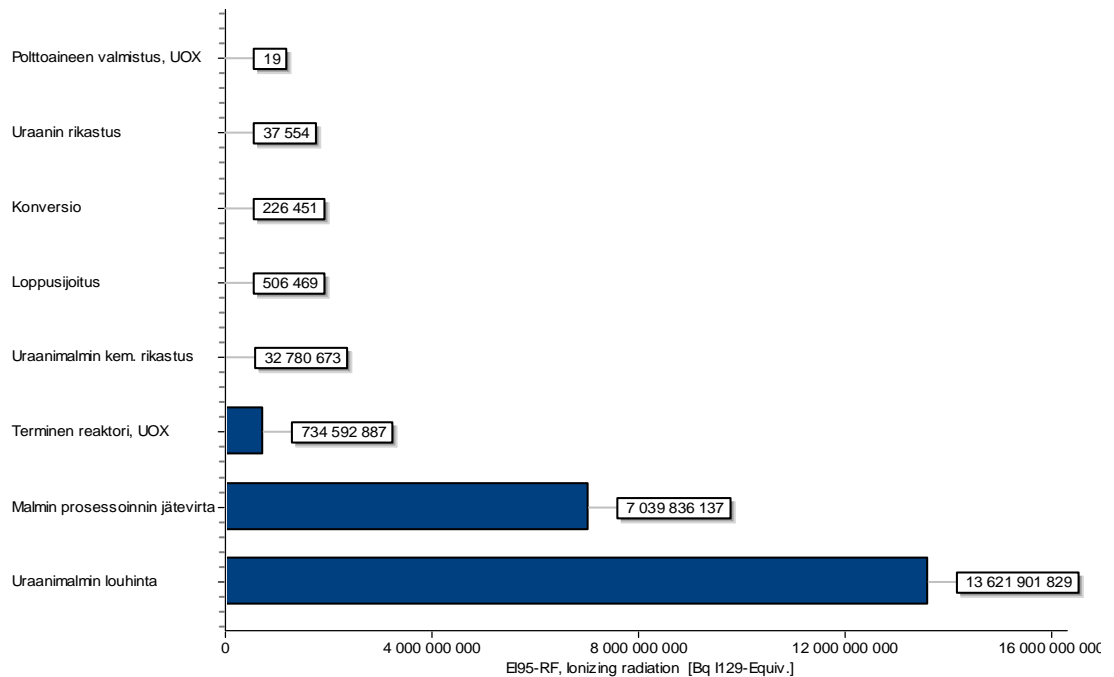
Loppusijoituksen syötteinä voi olla käytetty UO₂- tai MOX-polttoaine, fissiotuotteet tai sivuaktinidit riippuen skenaariosta. Tuotoksia ei loppusijoituksen yksikköprosessissa ole. Radioaktiiviset päästöt on saatu Ecoinvent-tietokannan yksikköprosessista ``CH: radioactive waste, in final repository for nuclear waste SF, HLW, and ILW``. Päästöjen oletetaan sisältävän myös käytetyn polttoaineen käsittelyn, kuljetuksen sekä kapseloimisen. Kaikissa skenaarioissa on käytetty samaa yksikköprosessia loppusijoitukselle.

Radioaktiiviset päästöt on laskettu loppusijoitettavan jätteen tilavuutta kohti. Kapseloiduna käytetyn polttoaineen viemänä tilavuutena massaa kohden on käytetty arvoa 2,78 m³/t polttoainetta [WNA 2009]. Korkea-aktiiviselle sekä keskiaktiiviselle jätteelle tilavuudet on saatu NFCSS-ohjelmasta eikä niitä ole erikseen laskettu. Korkea-aktiivisen jätteen on katsottu sisältävän jälleenkäsittelyssä erotetut fissiotuotteet sekä sivuaktinidit. Keskiaktiivisella jätteellä tarkoitetaan jälleenkäsittelyssä syntyvää keskiaktiivista jätettä, joka käsittää esimerkiksi prosessissa syntyviä kontaminoituneita sivuainevirtoja tai poistokaasujen puhdistuksesta aiheutuvia jätteitä [IAEA 1996, 50]. Jälleenkäsittelyssä syntyvä keskiaktiivinen jäte lasketaan siis tässä tapauksessa mukaan loppusijoitettavien jätteiden joukkoon.

6.3 Tulokset

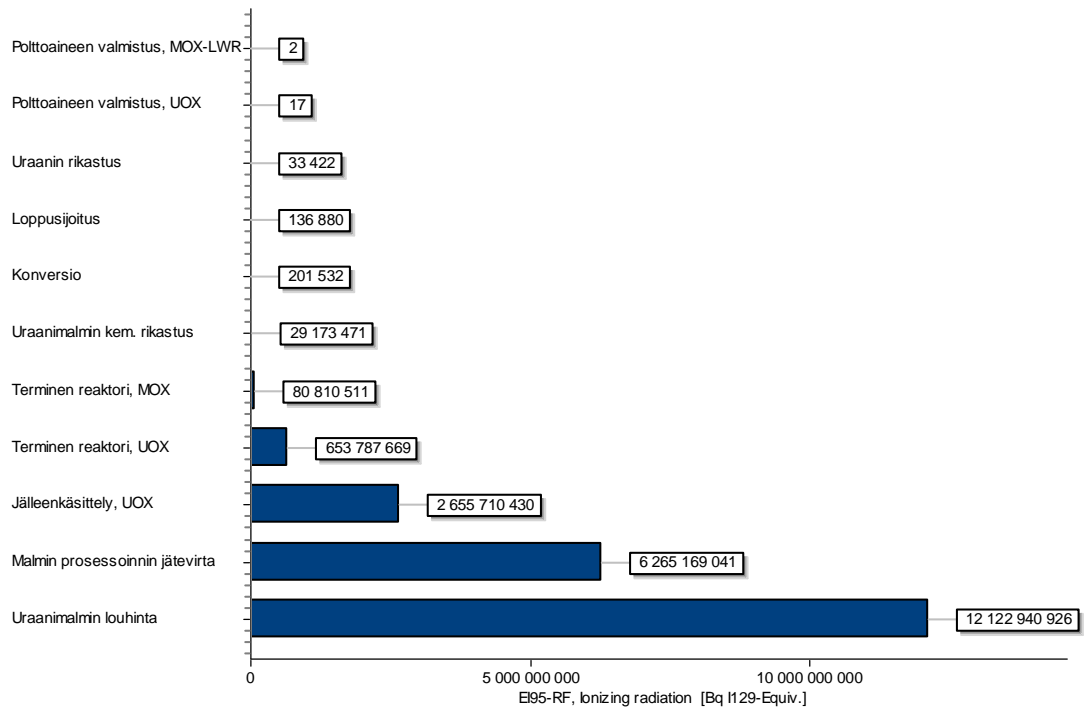
Liitteessä III on esitetty GaBi:n järjestelmäkuvat kullekin eri skenaariolle. Kuvaajiin ei ole merkitty eri yksikköprosessien syötteiden ja tuotosten määriä, mutta ne on esitetty kullekin vertailuskenaarille jo aiemmin kuvissa 9-13. Eri skenaarioiden radioaktiivisten päästöjen määrät on esitetty kuvissa 18-22 jakautuneita eri yksikköprosessien kesken. Kokonaispäästöt kullekin ydinpolttoainekiertoskenaariolle on esitetty kuvassa 23.

Perusskenaariossa (kuva 18) polttoainekierron selvästi suurimmat radioaktiivisten päästöjen lähteet ovat uraanimalmin louhinta sekä malmin kemiallisessa rikastuksessa syntyneiden jätteiden käsittely. Louhintavaiheessa syntyvät päästöt ovat noin 13,6 GBq-I129-ekv/TWh ja kemiallisen rikastuksen jätteistä aiheutuvat päästöt ovat noin puolet pienemmät 7,0 GBq-I129-ekv/TWh. Nämä kaksi vastaavat noin 96 % kaikista perusskenaariossa syntyneistä radioaktiivisista päästöistä. Näiden jälkeen kolmanneksi suurimmat päästöt syntyvät reaktorin käytöstä, jossa päästöt ovat noin 0,7 GBq-I129-ekv/TWh. Polttoaineen valmistuksesta, uraanin rikastuksesta, konversiosta, loppusijoituksesta sekä uraanimalmin kemiallisesta rikastuksesta aiheutuvat päästöt käsittävät yhteensä vain noin 0,034 GBq-I129-ekv/TWh.



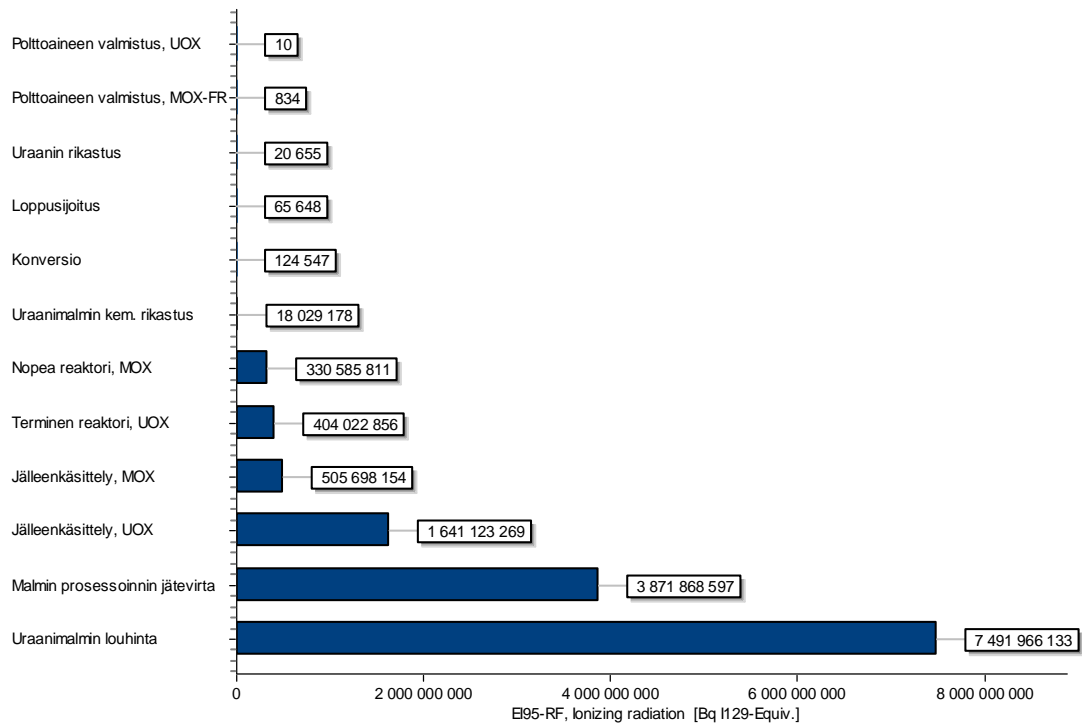
Kuva 18. Perusskenaarion radioaktiiviset päästöt kunkin yksikköprosessin mukaan.

Ensimmäisessä vertailuskenaariossa suurimman osan radioaktiivisista päästöistä aiheuttaa myös uraanimalmin louhinta ja kemiallisen rikastuksen jätteet. Louhinnasta aiheutuvat päästöt ovat 12,1 GBq-I129-ekv/TWh ja kemiallisen rikastuksen jätteistä aiheutuvat päästöt ovat 6,3 GBq-I129-ekv/TWh. Nämä kaksi aiheuttavat ensimmäisen skenaarion päästöistä yhteensä noin 84 %. Kolmanneksi suurimmat päästöt syntyvät UO₂-polttoaineen jälleenkäsittelystä, jossa päästöjen määrä on 2,7 GBq-I129-ekv/TWh. Reaktorin toiminnasta aiheutuvat päästöt ovat yhteensä 0,7 GBq-I129-ekv/TWh. Polttoaineen valmistuksesta, uraanin rikastuksesta, loppusijoituksesta, konversiosta ja uraanimalmin kemiallisesta rikastuksesta aiheutuvat päästöt ovat yhteensä vain noin 0,029 GBq-I129-ekv/TWh.



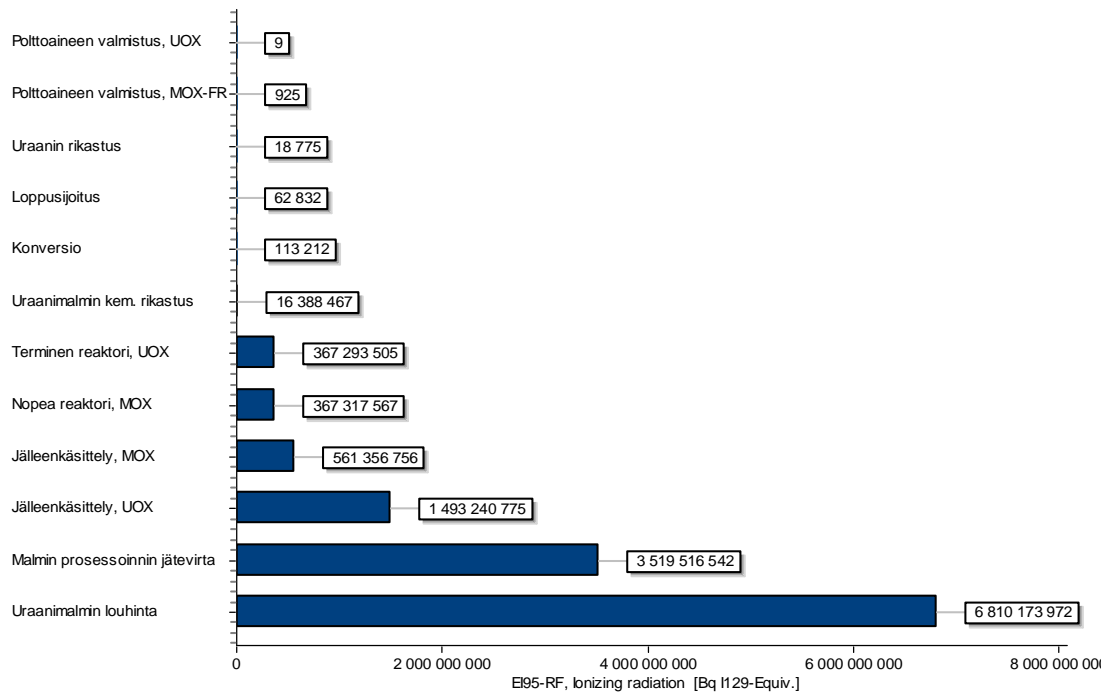
Kuva 19. Ensimmäisen vertailuskenaarion radioaktiiviset päästöt jakautuneina eri yksikköprosesseille.

Toisessa vertailuskenaariossa uraanimalmin louhinta ja kemiallisen rikastuksen jätteet aiheuttavat edelleen suurimman osan radioaktiivisista päästöistä. Louhinnan aiheuttamat päästöt ovat noin 7,5 GBq-I129-ekv/TWh ja jätteen aiheuttamat päästöt noin 3,9 GBq-I129-ekv/TWh. Noin 80 % toisen vertailuskenaarion päästöistä syntyy näistä kahdesta lähteestä. Jälleenkäsittelystä aiheutuvat päästöt ovat 2,1 GBq-I129-ekv/TWh ja reaktorin käytöstä aiheutuvat päästöt 0,7 GBq-I129-ekv/TWh. Polttoaineen valmistuksesta, uraanin rikastuksesta, loppusijoituksesta, konversiosta sekä uraanimalmin kemiallisesta rikastuksesta aiheutuvat päästöt ovat yhteensä noin 0,018 GBq-I129-ekv/TWh.



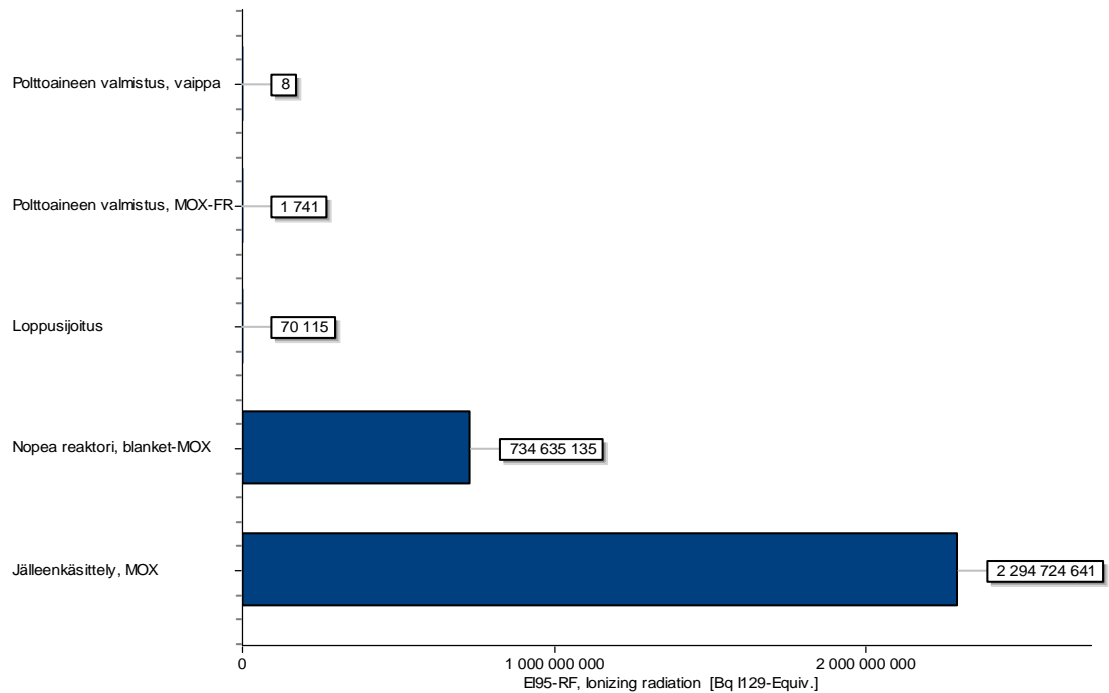
Kuva 20. Toisen vertailuskenaarion radioaktiiviset päästöt jakautuneina eri yksikköprosesseille.

Kolmannessa vertailuskenaariossa suurimmat päästöt aiheutuvat uraanimalmin louhinnasta sekä uraanimalmin kemiallisen rikastuksen jätteistä. Louhinnasta aiheutuvat päästöt ovat noin 6,8 GBq-I129-ekv/TWh ja jätteistä aiheutuvat 3,5 GBq-I129-ekv/TWh. Nämä vastaavat yhteensä noin 79 % kaikista skenaariossa syntyneistä radioaktiivisista päästöistä. UO₂- ja MOX-polttoaineen jälleenkäsittelystä aiheutuvat päästöt ovat yhteensä noin 2,1 GBq-I129-ekv/TWh ja termisten ja nopeiden reaktorien toiminnasta aiheutuvat päästöt noin 0,7 GBq-I129-ekv/TWh. Polttoaineen valmistuksesta, uraanin rikastuksesta, korkea-aktiivisen jätteen loppusijoituksesta sekä uraanimalmin kemiallisesta rikastuksesta aiheutuvat päästöt ovat yhteensä noin 0,016 GBq-I129-ekv/TWh.



Kuva 21. Kolmannen vertailuskenaarion radioaktiiviset päästöt jakautuneina eri yksikköprosesseille.

Neljännessä skenaariossa polttoaineen raaka-aineena käytetään kierrätettyä plutoniumia sekä köyhdytettyä uraania, joten louhinnasta, konversiosta ja rikastuksesta ei aiheudu lainkaan päästöjä. Neljännen skenaarion kokonaispäästöistä noin 76 % syntyy käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyssä ja loput voimalaitoksen toiminnasta. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelystä aiheutuvat päästöt ovat noin 2,3 GBq-I129-ekv/TWh ja voimalaitoksen käytöstä aiheutuvat päästöt noin 0,7 GBq-I129-ekv/TWh. Loppusijoituksesta ja polttoaineen valmistuksesta aiheutuneet päästöt jäävät suhteellisen merkityksettömiksi.



Kuva 22. Neljännen vertailuskenaarion radioaktiiviset päästöt jakautuneina eri yksikköprosesseille.

Kuvista 18-22 nähdään, että perusskenaariossa ja vertailuskenaarioissa yksi, kaksi ja kolme suurin osa radioaktiivisista päästöistä syntyy uraanimalmin louhinnasta sekä uraanimalmin kemiallisen rikastuksen jätteistä. Perusskenaariossa näistä kahdesta yksikköprosessista aiheutuu jopa 96 % koko kierron aikana syntyneistä päästöistä. Skenaariossa yksi, kaksi ja kolme louhinnan ja kemiallisen rikastuksen jätteiden osuus hiukan pienenee (järjestyksessä 84 %, 80 % ja 79 %), kun jälleenkäsittely tulee polttoainekiertoon mukaan ja tarve luonnonuraanille vähenee. Polttoaineen valmistuksen, uraanin rikastuksen ja konversion, käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen loppusijoituksen sekä uraanimalmin kemiallisen rikastuksen päästöt jäävät kaikissa skenaarioissa suhteellisen merkityksettömiksi.

Uraanimalmin louhinnasta aiheutuvat päästöt ovat suurimmaksi osaksi peräisin ilmaan vapautuvasta luonnonradonista (Rn-222). Jonkin verran päästöjä aiheuttaa myös ilmaan vapautuva uraanipöly sekä veteen vapautuva Ra-226. Uraanimalmin kemiallisen rikastuksen jätteistä aiheutuvat päästöt johtuvat oikeastaan kokonaan ilmaan vapautuvasta radonista. Taulukossa 9 on esitetty eri skenaariossa syntyvän kemiallisen rikastuksen jätteen määrät. Jätteen määrät eri skenaarioilla ovat suhteessa samat tarvittavaan luonnonuraanin määrään. Perusskenaariolla määrä on suurin, kun taas neljäs ske-

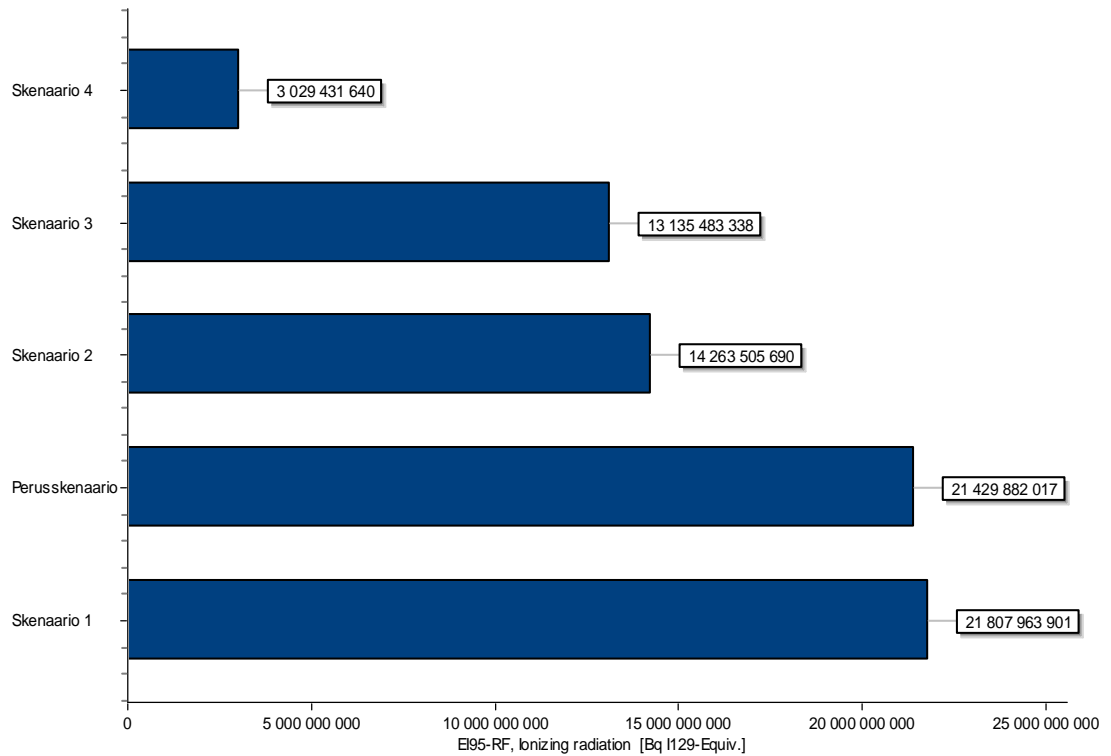
naario ei tarvitse luonnonuraa, eikä näin ollen uraanimalmin kemiallista rikastustakaan.

Taulukko 9. Malmin kemiallisessa rikastuksessa syntyvän jätteen määrä tuotettua TWh sähköä kohden.

	Perus- skenaario	Skenaario 1	Skenaario 2	Skenaario 3	Skenaario 4
Malmin kemiallisen rikastuksen jäte [kg/TWh]	4835	4303	2659	2417	0

Jos tarkastellaan päästöjä edelleen yksikössä GBq-I129-ekv/TWh, niin reaktorin toiminnan sekä jälleenkäsittelyn aiheuttamat päästöt johtuvat suurimmaksi osaksi C-14:n vapautumisesta ilmaan. Reaktorin toiminnassa veteen vapautuva Co-60 sekä Cs-137 aiheuttavat lisäksi parin prosentin osuuden päästöistä. Jälleenkäsittelyssä toiseksi merkittävin päästö on I-129, jonka osuus kokonaispäästöistä on kuitenkin vain noin puoli prosenttia.

Kuvassa 23 on esitetty kokonaispäästöt kullekin skenaariolle. Päästöjen määrät jakautuvat selvästi kolmeen tasoon. Korkeimmat päästöt ovat perusskenaariolla ja skenaariolla yksi, joilla kokonaispäästöjen määrät ovat järjestyksessä 21,4 GBq-I129-ekv/TWh ja 21,8 GBq-I129-ekv/TWh. Vertailuskenaarioilla kaksi ja kolme päästöjen määrät ovat noin kolmanneksen pienemmät perusskenaarioon ja ensimmäiseen vertailuskenaarioon verrattuna. Toisella vertailuskenaariolla päästöjen määrä on noin 14,8 GBq-I129-ekv/TWh ja kolmannella noin 13,7 GBq-I129-ekv/TWh. Selvästi pienimmät kokonaispäästöt ovat neljännellä vertailuskenaariolla, jolla päästöjen määrä on vain noin 5,3 GBq-I129-ekv/TWh. Suurin syy radioaktiivisten päästöjen vähenemiseen kehittyneemmillä polttoainekierroilla on pienempi uraanin louhinnan tarve. Korvaamalla luonnonuraa kierrätetyllä plutoniumilla voidaan louhinnan tarvetta pienentää ja näin ollen vähentää myös siitä aiheutuvia radioaktiivisia päästöjä.



Kuva 23. Perusskenaarion sekä neljän vertailuskenaarion radioaktiiviset päästöt.

6.4 Tulosten pohdiskelua

(Huomaa, että seuraavissa kolmessa kappaleessa aktiivisuusluvut eivät välttämättä ole ilmaistu ekvivalenttina jollekin tietylle isotoopille, vaan kunkin isotoopin omana aktiivisuutena).

Suomen Säteilyturvakeskuksen [STUK 2010, 6-12] raportissa on esitetty Suomen voimalaitosten vuosittaisia radioaktiivisten päästöjen määriä. Selvästi merkittävimmät päästöt vuonna 2009 Olkiluodon (OL) ja Loviisan (LO) voimalaitoksissa aiheutuivat tritiumin päästöistä veteen (OL 131 GBq/TWh ja LO 2577 GBq/TWh) ja C-14 päästöistä ilmaan (OL 55 GBq/TWh ja LO 37 GBq/TWh). Lisäksi Loviisassa jalokaasujen päästöt ilmaan olivat merkittävät (LO 982 GBq-Kr-87-ekv./TWh). [STUK 2010, 6-12] Vertailun vuoksi vastaavat arvot perusskenaarion laskelmissa ovat tritiumin päästöille veteen 1860 GBq/TWh ja C-14 päästöille ilmaan 7,64 GBq/TWh. Ecoinvent-tietokannan päästöarviot ovat peräisin painevesireaktorista kuten Loviisan reaktorit,

mikä mahdollisesti selittää sen, että päästöjen määrät ovat lähempänä Loviisan kuin Olkiluodon reaktorien päästöjä.

UNCEAR:n [2000, 282] raportissa on annettu yksittäisten nuklidien aktiivisuuspäästöjä jälleenkäsittelylaitoksille normalisoituna tuotettua sähköenergiaa kohden. Ilmaan vapautuvista päästöistä suurimmat aiheutuvat kryptonin isotoopista 85, noin 788 TBq/TWh, ja tritiumista, noin 1,1 TBq/TWh. Veteen vapautuvista päästöistä merkittävin on tritium, jonka päästöksi on arvioitu noin 29 TBq/TWh. [UNSCEAR 2000, 282] Tämän työn laskelmissa eri skenaarioiden jälleenkäsittelystä aiheutuvista ilmapäästöistä merkittävin on jalokaasujen aktiivisuuspäästöt (myös Kr-85 on jalokaasu), jotka vaihteli eri skenaarioissa välillä 214-277 TBq/TWh. Mereen päässeistä päästöistä merkittävin on tritium, joka vaihteli eri skenaarioissa välillä 8,6-11,2 TBq/TWh. UNSCEAR:n arvioidut päästöarvot ovat jonkin verran suuremmat tämän työn laskelmiin verrattuna. Selityksenä voi ainakin osittain olla tässä työssä oletettu polttoaineen tehokkaampi hyödyntäminen ja näin ollen pienempi käytetyn polttoaineen käsittelyn tarve tuotettua energiamäärää kohden.

Edellä olevan laskelman perusteella suurimmat radioaktiiviset päästöt ovat perusskenaariolla sekä ensimmäisellä vertailuskenaariolla, joilla päästöt ovat noin 21-22 GBq-I129-ekv/TWh. Yksittäisten isotooppien aktiivisuuksina laskettuna vastaavat kokonaispäästöt ovat noin 2000 TBq/TWh. Vuonna 2009 maapallolla tuotettiin ydinvoimaloissa yhteensä noin 2600 TWh sähköä vuosittain [IAEA 2010c, 19]. Tämä tarkoittaisi radioaktiivisissa päästöissä noin 5200000 TBq vuosittain. Vertailun vuoksi Chernobylissä vuonna 1986 sattuneessa onnettomuudessa vapautuneen radioaktiivisuuden määrä oli IAEA:n [2006b, 2] arvion mukaan noin 14 EBq ($1 \cdot 10^{18}$) eli noin 2,7 kertaa suurempi kuin edellä arvioitu vuosittainen maailman ydinvoimalaitoksista vapautuva radioaktiivisuus. Neljännen skenaarion tapauksessa Chernobylin onnettomuudessa vapautunut kokonaisaktiivisuus olisi noin 10,7 kertaa suurempi. Chernobylin onnettomuuden ja ydinpolttoainekierron päästöjen isotooppikoostumukset eroavat kuitenkin toisistaan merkittävästi. Esimerkiksi jodia (I-131) vapautui Chernobylin onnettomuudessa noin 1,8 EBq ja cesiumin eri isotooppeja noin 0,085 EBq [IAEA 2006b, 2], kun taas vuosittaisessa ydinvoiman käytössä näitä isotooppeja vapautuu perusskenaariota tapauksessa useita kertaluokkia vähemmän, noin 14 GBq ja 0,019 GBq.

6.5 Yhteenveto

Luvussa kuusi vertailtiin eri polttoainekiertojen radioaktiivisia päästöjä elinkaarimallinnuksen avulla. Vertailussa käytettiin apuna GaBi 4.4-elinkaarimallinnusohjelmaa ja tietokantana Ecoinvent-tietokantaa.

Päästöt olivat suurimmat perusskenaariolla sekä ensimmäisellä vertailuskenaariolla, joilla radioaktiivisten päästöjen määrät tuotettua sähköenergian määrää kohti olivat noin 21,4-21,8 GBq-I129-ekv/TWh. Skenaarioilla kaksi päästöjen määrä oli noin 14,3 GBq-I129-ekv/TWh ja skenaariolla kolme 13,1 GBq-I129-ekv/TWh. Skenaariolla neljä päästöt olivat selvästi pienimmät, noin 3,0 GBq-I129-ekv/TWh.

Yksittäisten isotooppien aktiivisuuksina laskettuna perusskenaarion ja skenaarion yksi kokonaispäästöt ovat noin 2000 TBq/TWh. Tällä lukemalla ydinvoiman käytöstä aiheutuviksi vuosittaisiksi radioaktiivisiksi päästöiksi maapallolla arvioitiin noin 5200000 TBq, joka on noin 2,7 kertaa pienempi kuin Chernobylin onnettomuudessa vapautunut kokonaisaktiivisuus. Chernobylin onnettomuuden ja ydinpolttoainekierron päästöjen isotooppikoostumukset eroavat kuitenkin toisistaan merkittävästi.

Perusskenaariossa ja vertailuskenaarioissa yksi, kaksi ja kolme merkittävimmät päästöjen lähteet olivat uraanin louhinta ja uraanin kemiallisen rikastuksen jätteet. Näiden osuus kaikista päästöistä oli skenaariosta riippuen noin 79-96 %. Neljännen vertailuskenaarion kokonaispäästöistä noin 76 % syntyi käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyssä ja loput voimalaitoksen toiminnasta. Muiden polttoainekiertojen vaikutus jäi suhteellisen pieneksi.

Uraanimalmin louhinnasta aiheutuvat päästöt ovat suurimmaksi osaksi peräisin ilmaan vapautuvasta radonista (Rn-222). Jonkin verran päästöjä aiheuttaa myös ilmaan vapautuva uraanipöly sekä veteen vapautuva Ra-226. Uraanimalmin kemiallisen rikastuksen jätteenkäsittelystä aiheutuvat päästöt johtuivat oikeastaan kokonaan ilmaan vapautuvasta radonista. Jälleenkäsittelystä ja ydinvoimalaitoksen käytöstä aiheutuneiden päästöjen radioaktiivisuus oli peräisin suurimmaksi osaksi C-14.

7 TALOUDELLINEN TARKASTELU

Tämän luvun tarkoituksena on arvioida ja vertailla eri ydinpolttoainekiertojen kustannuksia. Kustannukset on laskettu tasapainotilassa luvussa viisi määritettyjen massavirtojen avulla ja laskennassa apuna on käytetty MS Excel -taulukko-ohjelmaa. Laskennassa polttoainekierto on jaettu erillisiin kustannuskomponentteihin, joille kullekin on määrätty oma yksikköhintansa. Yksikköhinnan sekä luvussa viisi laskettujen massavirtojen avulla jokaiselle kustannuskomponentille on määritetty kustannus, joista edelleen summaamalla on saatu polttoainekiertojen kokonaiskustannus tuotettua TWh kohden. Laskennassa käytetyt kustannuskomponentit sekä niiden yksikköhinnat on esitetty luvussa 7.1. Saadut tulokset sekä herkkyystarkastelu on esitetty edelleen luvuissa 7.2 ja 7.3. Luvussa 7.4 on yhteenveto saaduista tuloksista.

Koska kehittyneiden polttoainekiertojen käyttöönotto vie mahdollisesti useita vuosikymmeniä ja osa kehittyneiden polttoainekiertojen teknologiasta (esimerkiksi transmutaatioon ja jälleenkäsittelyyn liittyvä teknologia) ei ole vielä teollisessa käytössä, on tarkkojen kustannusarvioiden tekeminen mahdotonta. Tämän työn kustannuslaskelman päätarkoituksena onkin vertailla eri skenaarioiden ja kustannuskomponenttien kustannuksia, eikä niinkään määrittää absoluuttisia kokonaiskustannuksia.

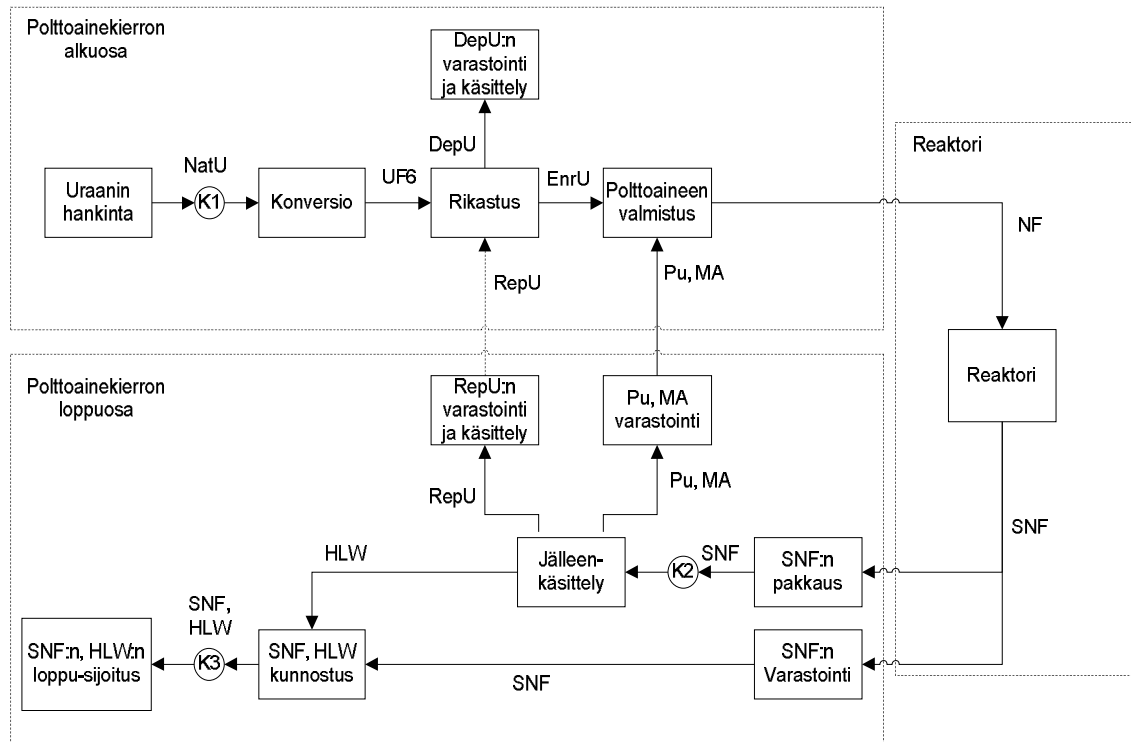
7.1 Kustannuskomponentit ja yksikköhinnat

Kuvassa 24 on esitetty ne polttoainekierron kustannuskomponentit, jotka on otettu huomioon kustannuslaskentaa tehdessä. Jokainen tarkasteltava skenaario voidaan kuvata näiden kustannuskomponenttien avulla. Kuvan 24 kustannuskomponentit on jaettu selvennyksen vuoksi kolmeen eri osaan, joista polttoainekierron alkuosa vastaa polttoaineen valmistusta, loppuosa käytetyn polttoaineen käsittelyä ja reaktoriosa itse ydinvoimalaitosta. Luvuissa 7.1.1-7.1.3 on esitelty tarkemmin kustannuskomponenttien sisältöä.

Yksikköhinnat jokaiselle kuvassa 24 olevalle kustannuskomponentille on saatu Yhdysvaltojen energiaministeriön Idahon kansallisen laboratorion (Idaho National Labo-

ratory, INL) raportista Advanced Fuel Cycle Cost Basis [INL 2009]. INL:n raporttiin on luotu kustakin kustannuskomponentista oma moduulinsa, johon on koottu muun muassa komponentin yksikköhinnat perusteluineen sekä prosessikuvaukset. Raportin kustannustietoja päivitetään sitä mukaa, kun uusia tietoja ja laskelmia tulee julki. Kustannuskomponentin yksikköhinnalle on raportissa arvioitu ala- ja ylähintaa sekä näiden väliin sijoittuva todennäköisin nimellinen yksikköhinta. Luvuissa 7.1-7.3 sekä koottuna liitteessä IV on esitetty tässä työssä käytettävien eri kustannuskomponenttien nimelliset, ala- ja ylähinnan arvot sekä kerrottu mistä INL:n raportin moduulista tiedot on kerätty. INL:n kustannusarvioiden lisäksi eri yksikköprosessien hintoja on etsitty vertailun vuoksi myös muista lähteistä. Muun muassa NEA:n raporteista Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Fuel Cycles [NEA 2002] sekä Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management [NEA 2006]. Laskelmissa yksikköhintojen lähteenä on kuitenkin käytetty vain INL:n raporttia, koska siinä kustannusarviot ovat hyvin perusteltuja sekä niistä käy tarkasti selville mitä kustannukset pitävät sisällään. Luvussa 7.3 on kuitenkin herkkyystarkastelun avulla arvioitu tärkeimpien kustannuskomponenttien kustannusten muutoksen vaikutusta kokonaiskustannuksiin.

INL:n raportissa [INL 2009] yksikköhinnat on esitetty eri vuosien dollareissa ja tätä työtä varten ne on muutettu ensin vuoden 2009 dollareihin, joista edelleen vuoden 2009 euroihin. Dollarimuunnoksissa on käytetty Yhdysvaltojen työtilastoviraston inflaatiolaskuria [U.S. BLS] ja vuoden 2009 euron ja dollarin suhteenä on käytetty kyseisen vuoden keskiarvoa 0,7190 €/\$ [ECB 2011].



Kuva 24. Ydinpolttoainekierron eri kustannuskomponentit. NatU = luonnonuraani, UF6 = uraanihaksfluoridi, DepU = köyhdytetty uraani, EnrU = rikastettu uraani, RepU = jälleenkäsittely uraani, MA = sivuaktinidit, NF = polttoaine, SNF = käytetty polttoaine, HLW = korkea-aktiivinen jäte.

7.1.1 Polttoainekierron alkuosa

Polttoainekierron alkuosan kustannukset koostuvat uraanin hankinnasta, konversiosta, uraanin rikastuksesta, polttoaineen valmistuksesta sekä köyhdytetyn uraanin käsittelystä ja varastoinnista. Ydinpolttoainekierron alkuosan kuljetukset sisältyvät kustannuskomponenttien yksikköhintaan lukuun ottamatta luonnonuraanin kuljetusta konversiolaitokselle, jonka kustannus on arvioitu työssä erikseen. Laskelmissa käytetyt kustannuskomponenttien yksikköhinnat on koottu liitteeseen IV.

Uraanin yksikköhinta määräytyy suuresti kysynnän ja tarjonnan mukaan, joihin vaikuttaa muun muassa maapallon uraaniressurssien ja -tuotannon määrä sekä uraanin etsinnän intensiteetti. Lisäksi hintaan vaikuttavat erilaiset lisäresurssit, joilla voidaan korvata luonnonuraanin tarvetta, kuten eri valtioiden puskurivarastot, köyhdytetyn ja jälleenkäsittelyn uraanin varastot sekä ydinaseiden purkamisesta saatavat korkearikastetut uraani ja plutonium. Kysynnän ja tarjonnan mukaan määräytyy uraanin spot-hinta,

joka määrää tarkasti uraanin nykyhetken arvon. Uraanin toimitussopimukset ovat kuitenkin tavallisesti useita vuosia pitkiä, joten uraanin todellinen hinta voi olla täysin eri kuin tarkasteluhetken spot-hinta. Spot-markkinahinta on julkinen ja kaikkien saatavilla, mutta yksityisten toimitussopimusten hintatasoa on vaikeampi arvioida. Tämä vaikeuttaa uraanin todellisen hinnan arviointia. INL:n raportissa [2009, moduuli A1] uraanin 21. vuosisadan hintaa on ennustettu tarkastelemalla muiden uraaninkaltaisten mineraalien hintakäyttäytymistä menneinä vuosikymmeninä. Käyttämällä hyväksi muiden mineraalien hintakäyrästä on INL arvioinut uraanin nimelliseksi hankintahinnaksi 50 €/kgU ja ala- ja ylähinnaksi 20 €/kgU ja 190 €/kgU (merkitty jatkossa yksinkertaisesti suluissa 20-190 €/kgU). [INL 2009, moduuli A1] NEA:n [2002, 211-212] laskelmassa uraanin hintana on käytetty arvoa 30 €/kgU (20-70 €/kgU). Ylähintaa on oletettu paljon INL:n arviota pienemmäksi, mutta NEA:n [2006] myöhemmässä laskelmassa ylähintaa on kuitenkin nostettu 160 €/kg.

Konversion yksikköhinnan osuus on pieni (noin 4 %) polttoaineen valmistuksen kokonaiskustannuksista. Konversion hinta määräytyy uraanin lailla kysynnän ja tarjonnan mukaan ja sille on määritetty tarkasteluhetken spot-hinta. Konversioteknologia on suhteellisen kehittynyttä, joten uuden kapasiteetin lisääminen ja entisten laitosten kapasiteettien kasvattaminen onnistuu suhteellisen helposti, mikä tasoittaa kysynnän ja tarjonnan erot nopeasti. INL on arvioinut konversion nimelliseksi kustannukseksi 7 €/kgU (4-11 €/kgU). [INL 2009, moduuli B] NEA:n laskelmissa [2006], [2002, 211-212] arviot konversion yksikköhinnasta ovat hyvin samanlaisia.

Uraanin isotooppirikastuksen osuus polttoaineen valmistuskustannuksista on noin 30-40 %. Tällä hetkellä maailmalla on ylikapasiteettia rikastuslaitoksista, joten kilpailu on kovaa eri rikastuspalveluja tuottavien yritysten kesken. Tulevaisuudessa hinta riippuu siitä, kuinka paljon rikastetun uraanin tarve muuttuu ja tuleeko markkinoille lisää rikastuskapasiteettia. Rikastuksellakin on oma spot-hintansa, mutta samoin kuin uraanin hankinnassa, toimitussopimukset ovat tavallisesti pitkäaikaisia ja kiinteähintaisia. Sillä, että siirrytään kaasudiffuusioon perustuvasta rikastusmenetelmästä käyttämään kustannuksiltaan halvempaa ja tehokkaampaa kaasusentrifugimenetelmää voi tulevaisuudessa olla alentava vaikutus rikastuksen hintaan. INL on arvioinut raportissaan rikastuksen nimelliseksi kustannukseksi 80 €/SWU (60-100 €/SWU). [INL 2009, moduuli

C1] NEA:n laskelmissa [2006], [2002, 211-212] nimellisenä hintana on käytetty hyvin samanlaisia arvoja (70-90 €/SWU).

Polttoaineen valmistuksessa hinnat vaihtelevat sen mukaan, mitä polttoainetta valmistetaan. Valmistuksen hinta on suurempi, jos valmistuksessa joudutaan käsittelemään tavallista uraania aktiivisempia raaka-aineita kuten plutoniumia, kierrätettyä uraania tai sivuaktinideja. Suurempi aktiivisuus polttoaineen raaka-aineissa monimutkaistaa tuotantoprosessia, kun prosessi täytyy varustaa vahvemmillä säteilysuojauksilla ja materiaaleja joudutaan mahdollisesti käsittelemään kauko-ohjatusti. Lisäksi täytyy ottaa huomioon raaka-aineiden mahdollisuus tulla kriittiseksi ja niiden aiheuttama jälkilämmön tuotanto. [NEA 2002, 218] INL on arvioinut kevytvesireaktorin UO₂-polttoaineen valmistuksen nimelliseksi yksikköhinnaksi 190 €/kg (150-220 €/kgU) ja MOX-polttoaineen nimelliseksi yksikköhinnaksi 2400 €/kgU (2200-3700 €/kgU). Nopeiden reaktorien MOX-polttoaineen yksikköhinnaksi INL on arvioinut olevan 3000 €/kg (2400-4400 €/kg), koska plutoniumpitoisuus on suurempi kuin termisissä reaktoreissa käytetyllä MOX-polttoaineella. Vaippapolttoaineen valmistuksen yksikköhinnaksi INL arvioi 370 €/kg (260-520 €/kg). INL:n raportissa ei ole selkeästi esitetty arviota, kuinka paljon sivuaktinidien lisääminen nopean reaktorin MOX-polttoaineeseen kasvattaa valmistuksen yksikköhintaan. Arvot vaihtelevat välillä 2200-3800 €/kg. [INL 2009, moduuli D1] Tässä työssä on oletettu sivuaktinidien lisäämisen aiheuttavan 20 % lisäyksen nopean reaktorin MOX-polttoaineen hintaan.

NEA:n laskelmissa kevytvesireaktoreiden UO₂-polttoaineen valmistuksen yksikköhinnan on oletettu olevan noin neljä kertaa pienempi kevytvesireaktorin MOX-polttoaineeseen verrattuna. Nimellisinä yksikköhintoina näille on käytetty 220 €/kg ja 1000 €/kg. Nopeiden reaktoreiden MOX-polttoaineen yksikköhintana ilman sivuaktinideja on käytetty 1300 €/kg (600-2200 €/kg) ja sivuaktinidien kanssa 2300 €/kg (1300-4500 €/kg). Vaippapolttoaineen valmistuksen hintana on käytetty 450 €/kg (300-650 €/kg). [NEA 2002, 210-218] NEA:n uudemmassa laskelmassa [2006] polttoaineiden valmistuskustannukset ovat hyvin samansuuruisia. INL:n laskelmissa käytetyt MOX-polttoaineen valmistuskustannukset ovat noin kaksi kertaa suuremmat verrattuna NEA:n arvioihin. Myöhemmin kappaleessa 7.3 on arvioitu nopean reaktorin MOX-

polttoaineen erisuuruisten valmistuskustannuksien vaikutusta polttoainekierron kokonaiskustannuksiin.

Köyhdytetyn uraanin varastoinnista aiheutuvat kustannukset riippuvat osaksi siitä miten uraania päätetään käsitellä. Köyhdytetty uraani voidaan esimerkiksi varastoida joko kaasumaisena UF_6 :na tai muuntaa stabiilimpaan muotoon U_3O_8 -puuteriksi. [NEA 2002, 213] INL:n raportissa varastoinnin yksikköhinnaksi on arvioitu 8 €/kg (4-36 €/kg). Yksikköhinta sisältää kaasumaisen ja U-235:n suhteen köyhtyneen UF_6 muuntamisen stabiilimpaan U_3O_8 muotoon, varastoinnin ja loppusijoituksen. Suuri ylähintajohdutus johtuu köyhdytetyn uraanin loppusijoituksesta aiheutuvan kustannuksen epävarmuudesta. [INL 2009, moduuli K1] NEA:n laskelmissa [2006], [2002, 211] nimellisenä yksikköhintana on käytetty hiukan pienempää arvoa 3,2 €/kg. Arviot ovat molemmissa tapauksissa niin pienet, että polttoainekierron kokonaiskustannuksien kannalta vaikutus jää marginaaliseksi.

7.1.2 Polttoainekierron loppuosa

Polttoainekierron loppuosan kustannukset käsittävät käytetyn ydinpolttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen varastoinnin, siirtelyn ja loppusijoituksen, käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyn sekä kierrätetyn uraanin, plutoniumin ja aktinidien käsittelyn ja varastoinnin. Kaikkien eri kustannuskomponenttien laskelmissa käytetyt yksikköhinnat on esitetty liitteessä IV.

INL:n raportissa [2009, moduuli F1] UREX+ -jälleenkäsittelymenetelmän yksikköhinnaksi UO_2 -polttoaineelle on arvioitu 810 €/kg (650-960 €/kg). Jälleenkäsittelyn yksikköhinta kuvaa vain käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyprosessin kustannuksia, eikä mukaan ole laskettu esimerkiksi käytetyn polttoaineen tai jälleenkäsittelystä saatavien tuotteiden väliaikaista varastointia ja kuljetuksia. Yksikköhinta sisältää laitoksen investointikustannukset sekä käyttö-, huolto- ja purkukustannukset. Yksikkökustannuksien määrittelyssä laitoksen käyttöikä on käytetty 40 vuotta ja vuosittain käsitellyn käytetyn polttoaineen määränä 800 tonnia. MOX-polttoaineen jälleenkäsittelyn kustannuksen INL ehdottaa olevan ainakin kaksi kertaa suurempi kuin UO_2 -polttoaineen kustannus monimutkaisemman ja vaativamman prosessin vuoksi. [INL 2009, moduuli

F1] Jälleenkäsittelyn kustannuksiin vaikuttaa myös, kuinka moneen jakeeseen käytetty polttoaine on tarkoitus erotella (Pu, U, Cu, Am, Np, fissiotuotteet jne.), mutta kustannusero ei ole kovin suuri (välillä 690-970 €/kg), joten tässä työssä on käytetty vain yhtä hintaa UREX+ -prosessille [INL 2009, F1-16]. NEA:n laskelmissa käytetyt yksikköhinnat jälleenkäsittelylle ovat hyvin samansuuruisia INL:n arvioihin verrattuna. Kevytvesireaktorin UO₂- ja MOX polttoaineille oli käytetty nimellisenä hintana 700 €/kg ja nopeiden reaktoreiden MOX-polttoaineille 1800 €/kg. [NEA 2002, 211, 216] Vaippapolttoaineen jälleenkäsittelykustannus oletetaan samaksi kuin termisen reaktorin UO₂-polttoaineen.

Kun ydinpolttoaine poistetaan reaktorista, sitä varastoidaan ensin muutama vuosi reaktorin läheisyydessä ennen kuin se siirretään joko pitkäaikaisvarastointiin odottamaan loppusijoitusta tai jälleenkäsittelylaitokselle käsiteltäväksi. Lyhyen varastoinnin kustannukset sisältyvät reaktorin investointi- ja käyttökustannuksiin, joten niitä ei laskelmissa erikseen käsitellä. [INL 2009, 4, E1-3] INL:n raportissa on arvioitu käytetyn polttoaineen pitkäaikaisvarastoinnin kustannukset allasvarastoinnille sekä kuivalle tynnyrivarastoinnille. [INL 2009, moduuli E1, E2] Tässä työssä oletetaan, että varastointi toteutetaan kuivalla tynnyrivarastoinnilla, koska se voi tulevaisuudessa olla houkuttelevampi menetelmä, jos polttoaineen kuljetusten määrä kasvaa. (Tämä oletus perustuu siihen, että käytettyä polttoainetta voidaan varastoida suoraan kuljetusastiassa, mikä helpottaa polttoaineen käsittelyä [IAEA 2007b, 1-3].) Käytetyn polttoaineen pitkäaikaisvarastoinnin kustannuksiksi INL arvioi 90 €/kg (70-220 €/kg), mikä käsittää 40 vuoden varastoinnin. [INL 2009, moduuli E2] NEA:n laskelmassa [2006] UO₂- ja MOX-polttoaineiden varastoinnille on käytetty eri arvoja ja jonkin verran INL:n arvioita suurempia. Käytetylle UO₂- polttoaineelle nimellisenä varastointikustannuksena on käytetty 130 €/kg ja MOX-polttoaineelle sen on oletettu olevan noin kaksi kertaa suurempi 270 €/kg. [NEA 2006]

Jälleenkäsittelylaitokselta saatavan kierrätettävän plutoniumin ja transmutaatiota varten talteen otettujen sivuaktinidien varastoinnin yksikköhinnaksi arvioidaan INL:n raportissa 3200 €/kg (2400-4300 €/kg). Yksikköhinta ei sisällä kuljetuskustannuksia ja ne on jätetty tässä työssä huomiotta olettamalla, että jälleenkäsittely sijaitsee samalla laitosalueella polttoaineen valmistuksen kanssa. [INL 2009, moduuli E3] Käytetyn

polttoaineen jälleenkäsittelyssä syntyvän korkea-aktiivisen jätteen pitkäaikaisvarastoinnin oletetaan myös tapahtuvan suljetuissa oloissa jälleenkäsittelylaitoksella, mutta siitä aiheutuvien kustannusten sisältyvän INL:n moduulin G (korkea-aktiivisen jätteen kunnostus ja pakkaus) yksikköhintaan. [INL 2009, 17] NEA:n laskelmissa [2006] korkea-aktiivisen jätteen varastoinnin kustannuksena oli käytetty tilavuutta kohti noin 110000 €/m³.

Käytetyn polttoaineen kunnostuksella ja pakkauksella tarkoitetaan polttoaineen siirtoa pois varastoinnista ja sen valmistelua kuljetusta varten, sekä näihin liittyviä erilaisia toimintoja, kuten polttoaineen lastaamista kuljetussäiliöihin, vuototarkastuksia ja muita tarvittavia toimenpiteitä. Korkea-aktiivisen jätteen kunnostus sisältää edellä olevien lisäksi myös nestemäisten jätteiden stabilisoinnista sekä väliaikaisesta varastoinnista aiheutuvat kustannukset. Kustannukset eivät kata itse kuljetuskustannuksia eivätkä kuljetusastian hintaa. Käytetyn polttoaineen kunnostukselle ja pakkaukselle on INL arvioinut yksikköhinnaksi 70 €/kg (40-90 €/kg) ja korkea-aktiiviselle jätteelle 3600 €/kg fissiotuotteita (1600-4800 €/kg). [INL 2009, moduulit G1 ja G2] NEA:n raportissa on käytetty nimellisenä kustannuksena käytetyn UO₂-polttoaineen pakkaukselle 180 €/kg ja MOX-polttoaineelle kaksi kertaa suurempaa arvoa 360 €/kg. Korkea-aktiiviselle jätteelle NEA:n kustannusarvio on 180000 €/m³. [NEA 2006] Raportista ei tosin käy täysin selville, mitä hinnat pitävät sisällään.

Jälleenkäsittelyssä käytetystä polttoaineesta erotettu uraani voidaan joko loppusijoittaa, varastoida tai se voidaan kierrättää uudelleen polttoaineena. Käsittelyn kustannus riippuu olennaisesti siitä, mikä näistä vaihtoehdoista valitaan. Tässä työssä on oletettu, että jälleenkäsitelty uraani varastoidaan odottamaan mahdollista hyödyntämistä tulevaisuudessa. INL:n on arvioinut varastoinnin yksikköhinnaksi 6 €/kg (5-22 €/kg). Yksikköhinta sisältää uraanin muunnon ensin kiinteään puuterimaiseen olomuotoon (U₃O₈), pakkauksen ja mahdollisen kuljetuksen sekä 40 vuoden varastoinnin. [INL 2009, moduuli K2] NEA:n laskelmissa nimellinen hinta jälleenkäsitellyn uraanin käsittelystä on samansuuruinen, mutta ylähintana on pidetty hiukan korkeampaa arvoa (35 €/kg). [NEA 2006]

Loppusijoituksen kustannukset syntyvät loppusijoitustilan operoinnista sekä rakentamisen investointikustannuksista. Operointi käsittää loppusijoitettavan jätteen vastaanoton, kapseloinnin loppusijoitusta varten sekä kapselien lopullisen loppusijoituksen. Kustannuksia aiheuttaa lisäksi loppusijoitustilan ja alueen valvonta. INL:n raportissa loppusijoituksen kustannukset on arvioitu erikseen käytetylle polttoaineelle sekä korkea-aktiiviselle jätteelle. Käytetylle polttoaineelle nimellinen yksikköhinta oli 470 €/kg (290-720 €/kg) ja korkea-aktiiviselle jätteelle 3900 €/kg fissiotuotteita (1200-5800 €/kg). [INL 2009, moduulit L1, L2] NEA:n laskelmassa [NEA 2002, 211] loppusijoituksen kustannukset on ilmoitettu yksiköissä [€/m³]. Käytetylle polttoaineelle on kustannukseksi arvioitu 190000 €/m³ ja korkea-aktiiviselle jätteelle 360000 €/m³. Yksikössä [€/kg] nämä luvut ovat 380 €/kg käytettyä polttoainetta ja 1270 €/kg fissiotuotteita ja aktinideja, kun oletetaan, että tonni käytettyä polttoainetta vie tilavuuden 2 m³ ja yhteen 0,18 m³ loppusijoituskanisteriin menee 51,2 kg fissiotuotteita ja aktinideja. [NEA 2002, 211, 214]

7.1.3 Reaktorit ja kuljetukset

Ydinpolttoainekierron kuljetuksista on kustannuslaskelmassa erikseen tarkasteltu käytetyn polttoaineen kuljetusta reaktorilta jälleenkäsittelylaitokselle ja loppusijoitukseen, korkea-aktiivisen jätteen kuljetusta jälleenkäsittelylaitokselta loppusijoitukseen sekä uraanirikasteen kuljetusta kaivokselta konversioon ja rikastukseen. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyn sekä uuden polttoaineen valmistuksen oletetaan tapahtuvan samalla laitosalueella, joten plutoniumin, sivuaktinidien ja jälleenkäsittelyn uraanin kuljetuksista ei oleteta aiheutuvan kustannuksia. Lisäksi kuljetukset konversion, rikastuksen ja polttoaineen valmistuksen välillä on otettu huomioon konversion ja rikastuksen yksikköhinnassa [INL 2009, B-3, C1-3]. Muidenkin mainitsemattomien kuljetuksien oletetaan sisältyvän yksikköhintoihin.

Liitteessä IV on esitetty INL:n hinta-arviot eri kuljetuksille sekä arvioidut kuljetusmatkan pituudet, koska yksikköhinnat ovat esitetty yksiköissä [€/t-km]. [INL 2009, moduuli O] Kuljetusmatkojen pituudet on kaikille skenaarioille samat. Niiden arviointi ei perustu mittauksiin, vaan ne on arvioitu suhteessa toisiinsa. Matka uraanikaivokselta

konversiolaitokselle on oletettu pisimmäksi, koska kaivoksien paikkaa ei voi vapaasti suunnitella. Samoin loppusijoitukseen menevän jätteen kuljetukset ovat pidempiä kuin jälleenkäsittelyyn menevän käytetyn polttoaineen, koska loppusijoitusluolan oletetaan sijaitsevan hieman syrjässä ja sen sijaintia ei voida valita täysin mielivaltaisesti. NEA:n laskelmissa [NEA 2006] käytetyn UO_2 -polttoaineen kuljetuskustannuksina oli käytetty 45 €/kg ja MOX-polttoaineen 80 €/kg.

Ydinvoimalaitoksille on INL:n raportissa arvioitu investointikustannukset sekä kiinteät ja muuttuvat käyttö- ja kunnossapitokustannukset (k&k-kustannukset). Kustannukset on arvioitu erikseen termisille ja nopeille reaktoreille. Termisille reaktoreille investointikustannuksiksi on arvioitu 2800 €/kW_e (1900-4700 €/kW_e) ja nopeille reaktoreille 3300 €/kW_e (2400-6100 €/kW_e). [INL 2009, moduulit R1, R2] INL:n arviot ovat NEA:n laskelmiin [NEA 2006], [NEA 2002] verrattuna suhteellisen suuret. NEA on käyttänyt laskelmissa termisen reaktorin investointikustannuksena 1400-1500 €/kW_e (1100-1700 €/kW_e) ja nopeiden reaktoreiden investointikustannuksena 1700-1900 €/kW_e (1100-2300 €/kW_e). [NEA 2006], [NEA 2002, 211] Nopean reaktorin investointikustannuksien vaikutusta tuotetun sähkön kustannuksiin on arvioitu kappaleen 7.3 herkkyystarkastelussa.

Investointikustannuksen kuoletuskertoimena molemmille reaktoreille on tässä työssä käytetty 10 %, mikä vastaa 60 vuoden käyttöiällä myös noin 10 % korkokantaa (~9,9666 %). Lisäksi polttoainekierron kokonaiskustannukset on laskettu vertailun vuoksi myös 5 % kuoletuskertoimella. Kuoletuskerroin kuvaa sitä samansuuruista osuutta investoinnista, joka täytyy vuosittain maksaa, jotta investointi saadaan maksettua takaisin reaktorin käyttöiän aikana. NEA:n laskelmissa [2006], [2002, 211] nimellisenä kuoletuskertoimen arvoina on käytetty 9 % ja 10 % ja vaihteluväleinä 6-12 % ja 8-14 %. Kuoletuskertoimen (ja samalla myös korkokannan) vaikutusta ydinsähkön kustannuksiin on arvioitu myöhemmin luvussa 7.3. Käyttökertoimena tämän työn laskelmissa on käytetty 90 % sekä termisille että nopeille reaktoreille.

Reaktorien kustannukset on käsitelty erillään polttoainekierrosta. INL:n raportin reaktorien investointi- sekä k&k-kustannuksien on oletettu sisältävän käytetyn polttoaineen lyhyen vesiallasvarastoinnin, kuten aiemmin mainittiin. Ydinvoimalaitoksen käytöstä-

poisto -kustannukset on sisällytetty kiinteisiin k&k-kustannuksiin. Lisäksi muuttuvat k&k-kustannukset sisältävät voimalaitoksen kehittämiseen, korjaamiseen ja päivittämiseen arvioidut kulut. Tuoreen polttoaineen kuljetus voimalaitokselle sisältyy polttoaineen valmistuskuluihin ja käytetyn polttoaineen kuljetuksen kustannus pois ydinvoimalaitosalueelta on käsitelty polttoainekierron loppuosan yhteydessä. [INL 2009, moduulit R1, R2] Liitteessä IV on esitetty ydinvoimalaitoksien laskennassa käytetyt yksikköhinnat.

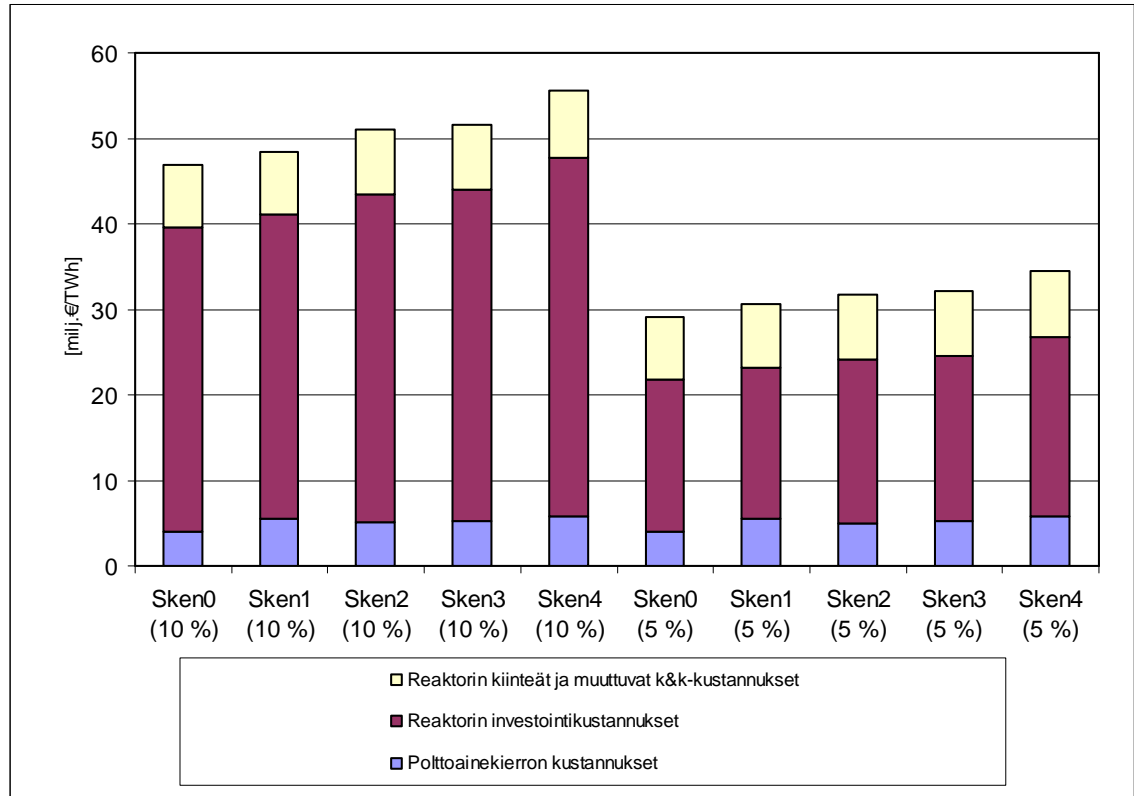
7.2 Tulokset

Kustannuslaskelman tuloksissa on vertailtu eri skenaarioiden kokonaiskustannuksia sekä polttoainekierrosta aiheutuvia kustannuksia. Polttoainekiertokustannusten osalta on myös arvioitu eri kustannuskomponenttien osuutta kokonaiskustannuksiin.

Kuvassa 24 on esitetty eri skenaarioiden kokonaiskustannukset tuotettua TWh sähköä kohti. Kokonaiskustannukset on jaettu kuvassa reaktorin investointi- ja k&k-kustannuksiin sekä polttoainekierrosta aiheutuviin kustannuksiin. Lisäksi kokonaiskustannukset on laskettu erikseen 10 % ja 5 % kuoletuskertoimilla reaktori-investoinneille. Kuvan mukaan 10 % kuoletuskertoimella kaikissa skenaarioissa ydinsähkön hinnasta noin 75 % koostuu ydinvoimalaitoksen investointikustannuksista. Kun investointikustannuksiin vielä lisätään ydinvoimalaitoksen kiinteät ja muuttuvat k&k-kustannukset, nousee ydinvoimalaitoksen kustannusten osuus noin 90 % sähköntuotannon kokonaiskustannuksista ja polttoainekierron aiheuttamaksi kustannusosuudeksi jää vain noin 10 % kokonaiskustannuksista. Kun kuoletuskertoimena käytetään 5 %, pienenee investointikustannusten osuus noin 60 % ja polttoainekiertokustannusten osuus kasvaa 14–18 % riippuen skenaariosta.

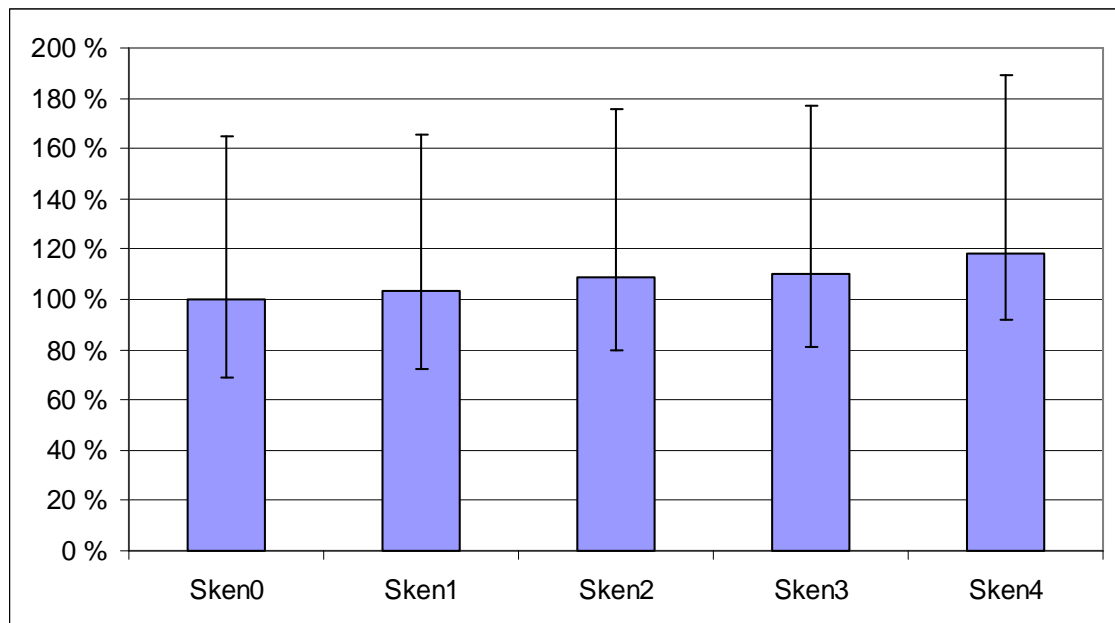
Kuvan 24 eri skenaarioiden kokonaiskustannusten laskennassa on käytetty kustannuskomponenttien yksikköhintoina nimellisiä arvoja. Näillä arvoilla sekä 10 % kuoletuskertoimella kaikkien skenaarioiden kustannukset sijoittuvat 46–56 miljoonan euron välille tuotettua TWh sähköä kohti (4,6–5,6 c/kWh) perusskenaarion kustannuksien ollessa alhaisimmat ja neljännen vertailuskenaarion kustannusten ollessa suurimmat.

Kun kuoletuskertoimena käytetään 5 %, sähkön tuotantokustannukset vähenevät 29–35 miljoonan euron välille tuotettua TWh kohti (2,9–3,5 c/kWh).



Kuva 24. Eri polttoainekierto-skenaarioiden kokonaiskustannukset 5 % ja 10 % kuoletuskertoimilla. Kokonaiskustannukset on jaoteltu polttoainekierron kustannuksiin sekä reaktorin investointi- ja k&k-kustannuksiin.

Kuvassa 25 on edelleen esitetty eri vertailuskenaarioiden kokonaiskustannuksien (10 % kuoletuskerroin) määrä suhteessa perusskenaariota kustannuksiin. Kuvan mukaan yhdenkään vertailuskenaariota kustannus ei ole yli 20 % perusskenaariota suurempi. Neljännellä skenaariolla kokonaiskustannukset ovat suurimmat ja ne ylittävät perusskenaariota kustannukset vain 18 %. Kuvassa 25 on myös laskettu kustannuskomponenttien ala- ja ylähintojen avulla suhteellinen epävarmuusväli eri skenaarioiden kustannuksille. Vaihteluväli on kaikilla skenaarioilla suhteellisen suuri johtuen pääosin ydinvoimalaitosten investointikustannusten epävarmuudesta. Perusskenaariolla ja osittain myös vertailuskenaarioilla yksi, kaksi ja kolme kokonaiskustannuksien epävarmuutta lisää vielä uraanin hankintakustannus, jonka ylähintana on käytetty melkein neljä kertaa suurempaa arvoa nimelliseen arvoon verrattuna (190 €/kg).



Kuva 25. Eri vertailuskenaarioiden kokonaiskustannukset (10 % kuoletuskerroin) suhteessa perusskenaarion kustannuksiin sekä yksikkökustannusten ala- ja ylähinnoilla laskettu epävarmuusväli.

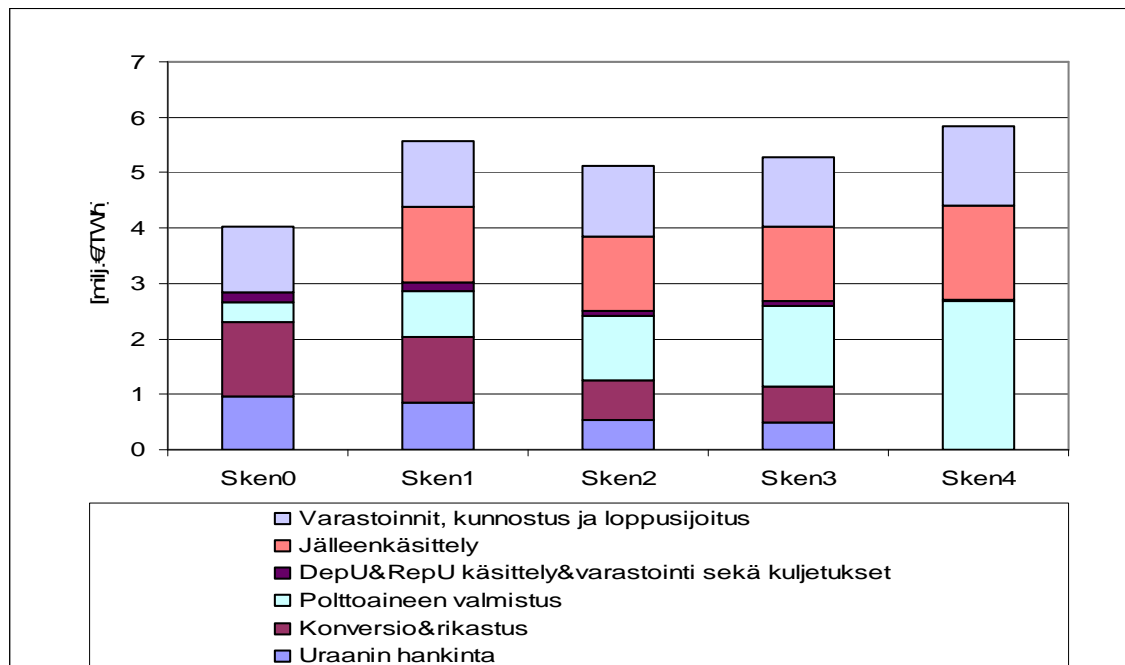
Polttoainekierron kustannukset ovat vain noin 10–20 % ydinsähkön kokonaiskustannuksista, joten suhteellisen suuretkin muutokset näissä kustannuksissa jäävät vaikutuksiltaan melko marginaalisiksi kokonaiskustannuksia tarkasteltaessa. Kuvassa 26 on esitetty eri skenaarioiden polttoainekierron kokonaiskustannukset jaoteltuina eri kustannuskomponenttien kesken. Hallitsevat komponentit polttoainekierron kokonaiskustannuksien kannalta ovat uraanin hankinta, konversio&rikastus, polttoaineen valmistus, jälleenkäsittely sekä käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen käsittely ja loppusijoitus. Köyhdytetyn ja jälleenkäsittelyn uraanin käsittelyn sekä polttoainekierron kuljetuksien osuudet polttoainekierron kustannuksissa ovat suhteellisen pienet.

Kuvan 26 mukaan korkea-aktiivisen jätteen sekä käytetyn polttoaineen käsittelystä ja loppusijoituksesta aiheutuvat kustannukset pysyvät suhteellisen samansuuruisina eri skenaarioissa. Sillä, että loppusijoitetaan käytetty polttoaine sellaisenaan vai jälleenkäsittelystä saatavan korkea-aktiivisen jätteen muodossa, ei näyttäisi olevan kovin suurta merkitystä kokonaiskustannuksien kannalta. Käytetyn polttoaineen suorassa loppusijoituksessa loppusijoitustoiminnasta aiheutuvat kustannukset ovat suuret verrattuna muihin jätteen käsittelystä aiheutuviin kustannuksiin. Jälleenkäsittelyn tapauksessa taas suurimman osan loppusijoituksen kustannuksista aiheuttaa korkea-aktiivisen jät-

teen käsittely ja stabiloiminen, kun taas loppusijoitustoiminnasta aiheutuvat kustannukset jäävät vähäisemmiksi.

Jälleenkäsittelyn osuus polttoainekierron kokonaiskustannuksista on noin neljännes kaikissa vertailuskenaarioissa. Skenaariossa neljä osuus on hiukan suurempi (noin 29 %) ja kustannus tuotettua TWh sähköä kohden noin 0,34–0,36 milj.€ suurempi skenaarioihin yksi, kaksi ja kolme verrattuna.

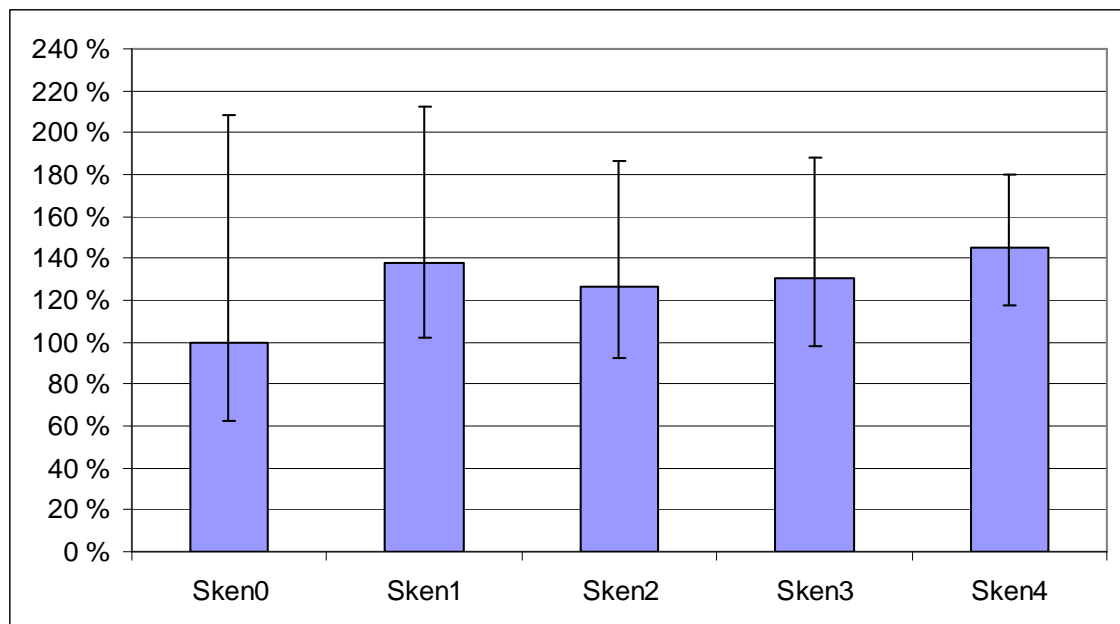
Polttoainekierron alkuosan kustannukset pysyvät myös suurin piirtein samansuuruisina kaikissa skenaarioissa. Kuvan 26 mukaan polttoaineen jälleenkäsittelystä ja polttoaineksi kelpaavan materiaalin kierrätyksestä saatava kustannushyöty raaka-aineen määrän sekä konversion ja rikastuksen kapasiteettien tarpeen vähentämisessä mitätöityy vaativamman polttoaineen valmistuksen vuoksi. Skenaariossa neljä polttoaineen valmistusprosessi kattaa peräti puolet polttoainekierron kustannuksista, kun se perusskenaariolla on vain noin 10 %.



Kuva 26. Polttoainekierron kustannukset eri skenaarioille jaoteltuna eri kustannuskomponentteihin.

Kuvassa 27 on edelleen esitelty vertailuskenaarioiden polttoainekierron kustannuksia suhteessa perusskenaarioon. Kaikkien vertailuskenaarioiden polttoainekierron kustannukset ovat odotetusti suuremmat kuin perusskenaariolla. Suurin ero on skenaariolla

neljä, jolla kustannukset ovat noin 45 % perusskenaariota suuremmat. Muilla vertailuskenaarioilla kustannusten kasvu on pienempi sijoittuen 27-38 % välille. Kuvaan 27 on myös arvioitu kustannuksien epävarmuusväli kustannuskomponenttien ala- ja ylähintojen avulla. Kokonaiskustannuksien tavoin epävarmuusvälit ovat tässäkin tapauksessa suhteellisen suuret. Perusskenaarion sekä skenaarioiden yksi, kaksi ja kolme suurin epävarmuusvälit ovat seurausta uraanin hinnan epävarmuudesta. Skenaariolla neljä epävarmuusväli on pienin (vähän odotusten vastaisesti), koska uraanin hinta ei vaikuta kustannuksiin. Uudentyyppisen teknologian käyttöönoton luulisi kuitenkin tuovan enemmän epävarmuutta kustannuslaskelmaan.



Kuva 27. Eri vertailuskenaarioiden polttoainekierron kokonaiskustannukset suhteessa perusskenaarion polttoainekierron kustannuksiin sekä yksikkökustannusten ala- ja ylähinnoilla laskettu vaihteluväli.

Yksi uusien kehittyneiden polttoainekiertojen tavoitteista on vähentää loppusijoitettavan ydinjätteen määrää. Luvun viisi taulukossa 7 on arvioitu eri skenaarioissa syntyvän ydinjätteen määrä sekä koostumus. Käyttämällä hyväksi kyseisen taulukon tietoja sekä edellä laskettuja kustannusarvioita, voidaan arvioida loppusijoitettavan ydinjätteen vähentämisestä aiheutuvat kustannukset kullekin vertailuskenaariolle. Laskennan tulokset on esitetty taulukossa 10.

Taulukko 10. Loppusijoitettavan ydinjätteen vähentämisestä aiheutuva kustannus yhtä vähennettyä ydinjättekilogrammaa kohden.

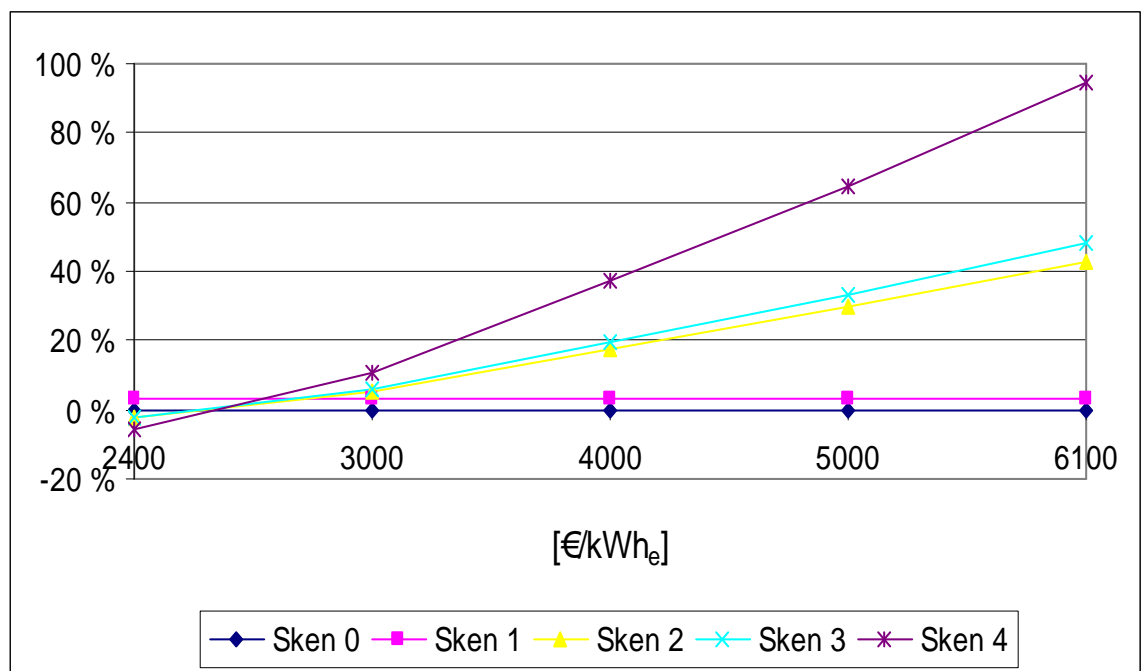
	Sken 0	Sken 1	Sken 2	Sken 3	Sken 4
Kokonais-kustannukset, [milj.€TWh]	46,9	48,4	51,0	51,5	55,5
Kustannusero perus- skenaarioon, [milj.€TWh]	-	+1,5	+4,2	+4,7	+8,7
Jätteen määrä, [kg/TWh]	1887	313	112	107	98
Jätteen määrän ero perus- skenaarioon, [kg/TWh]	-	- 1574	- 1775	- 1780	- 1789
Vähennetyn jätteen kustannus, [€kg]	-	972	2344	2624	4840

Taulukosta 10 nähdään, että skenaarion yksi ja kaksi avulla loppusijoitettavan ydinjätteen määrän vähentäminen olisi selvästi edullisinta. Kaikkein kustannustehokkain tapa vähentää loppusijoitettavan ydinjätteen määrää olisi siis kierrättää vain uraani ja plutonium käytetystä polttoaineesta ja loppusijoittaa aktinidit ja fissiotuotteet. Ottamalla aktinidit mukaan kierrätykseen hinta nousee ainakin 2–2,5 kertaiseksi ja skenaarion neljä tapauksessa jopa 4–5 kertaiseksi. Toisaalta kehittyneiden polttoainekiertojen tavoite on jätteen määrän lisäksi vähentää myös ydinjätteen pitkäikäistä radioaktiivisuutta ja myrkyllisyyttä, jotka ovat peräisin pääosin juuri jätteen aktinideista ja fissiotuotteista.

7.3 Herkkyystarkastelu

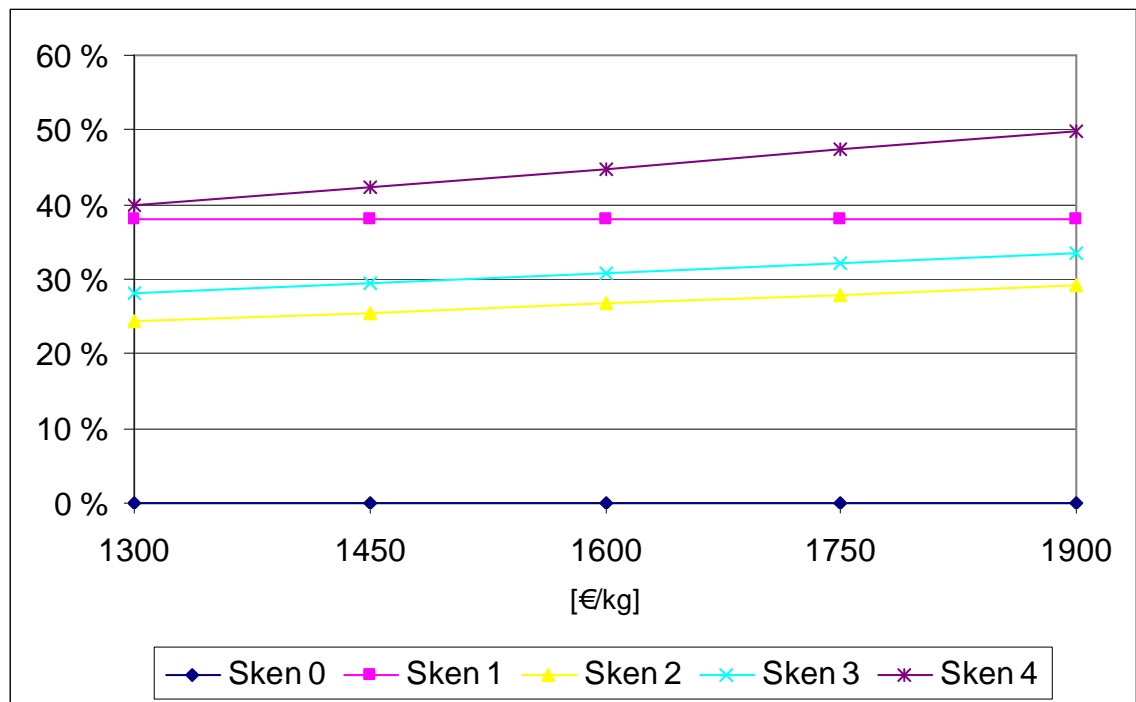
Herkkyystarkastelussa on tarkoitus arvioida merkittävimpien kustannuskomponenttien yksikköhintojen vaihtelujen vaikutusta kokonaiskustannuksiin. Tarkastellut kustannuskomponentit ovat nopean reaktorin investointi, MOX-polttoaineen jälleenkäsittely, uraanin hankinta ja nopean reaktorin MOX-polttoaineen valmistus ilman sivuaktinideja (MOX-FR) sekä niiden kanssa (MOX-FR-MA). Näiden lisäksi on arvioitu ydinvoimalaitosinvestointien kuoletuskertoimen vaikutusta ydinsähkön kokonaiskustannuksiin. Vertailussa tarkasteltavaa kustannuskomponenttia lukuun ottamatta muiden yksikköhintoina on käytetty nimellisiä arvoja.

Ydinvoimalaitosten investointikustannukset ovat suurin yksittäinen kustannuskomponentti ydinsähkön tuotannossa. Kuvassa 28 on esitetty nopean reaktorin investointikustannusten vaikutusta vertailuskenaarioiden kustannuksiin suhteessa perusskenaarioon. Perusskenaario pysyy kuvaajassa koko ajan nollassa prosentissa ja muiden skenaarioiden kustannukset vaihtelevat suhteessa perusskenaarioon. Ensimmäinen vertailuskenaario ei sisällä nopeita reaktoreita, joten sen kustannukset pysyvät vakiona, mutta skenaarioiden kaksi, kolme ja neljä kustannukset muuttuvat. Kuvasta 28 voidaan muun muassa nähdä, että kehittyneempien polttoainekiertojen sähköntuotantokustannukset tulevat lähelle perusskenaariota siinä tapauksessa, jos nopeiden reaktorien kustannus tulevaisuudessa on samalla tasolla termisten reaktorien kanssa (termisen reaktorin nimellinen yksikköhinta kuvan tapauksessa 2800 €/TWh). Toisaalta kokonaiskustannuksien ero skenaarioiden välillä kasvaa myös voimakkaasti, mitä suuremmaksi nopeiden reaktorien kustannukset lopulta kasvavat. Kehittyneiden polttoainekiertojen kannattavuus on siis suurelta osin kiinni siitä, mille tasolle nopeiden reaktoreiden investointikustannukset aikanaan sijoittuvat suhteessa kevytvesireaktoreihin.



Kuva 28. Nopean reaktorin investointikustannuksen vaikutus vertailuskenaarioiden kokonaiskustannuksiin suhteessa perusskenaarioon. Perusskenaarion kokonaiskustannukset ovat kuvaajassa aina 0 %. Nimellisenä yksikköhintana nopealle reaktorille on käytetty 3300 €/kWh_e.

Kuvassa 29 on esitetty MOX-polttoaineen jälleenkäsittelyn kustannusvaihtelujen vaikutusta eri vertailuskenaarioiden polttoainekierto-kustannuksiin suhteessa perusskenaarioon. Kuten edellä luvussa 7.2 todettiin, polttoainekierto-kustannuksien osuus ydinsähkön kokonaiskustannuksista on vain noin 10 %, joten jälleenkäsittelyn yksikköhinnan vaihtelujen vaikutus sähköntuotannon kokonaiskustannuksiin on paljon vähäisempi. Voimakkaimmin jälleenkäsittelykustannuksen muutos vaikuttaa skenaarioon neljä ja vähän heikommin skenaarioihin kaksi ja kolme. Skenaario yksi ei sisällä MOX-polttoaineen jälleenkäsittelyä, joten sen kustannukset pysyvät muuttumattomina perusskenaarioon nähden.

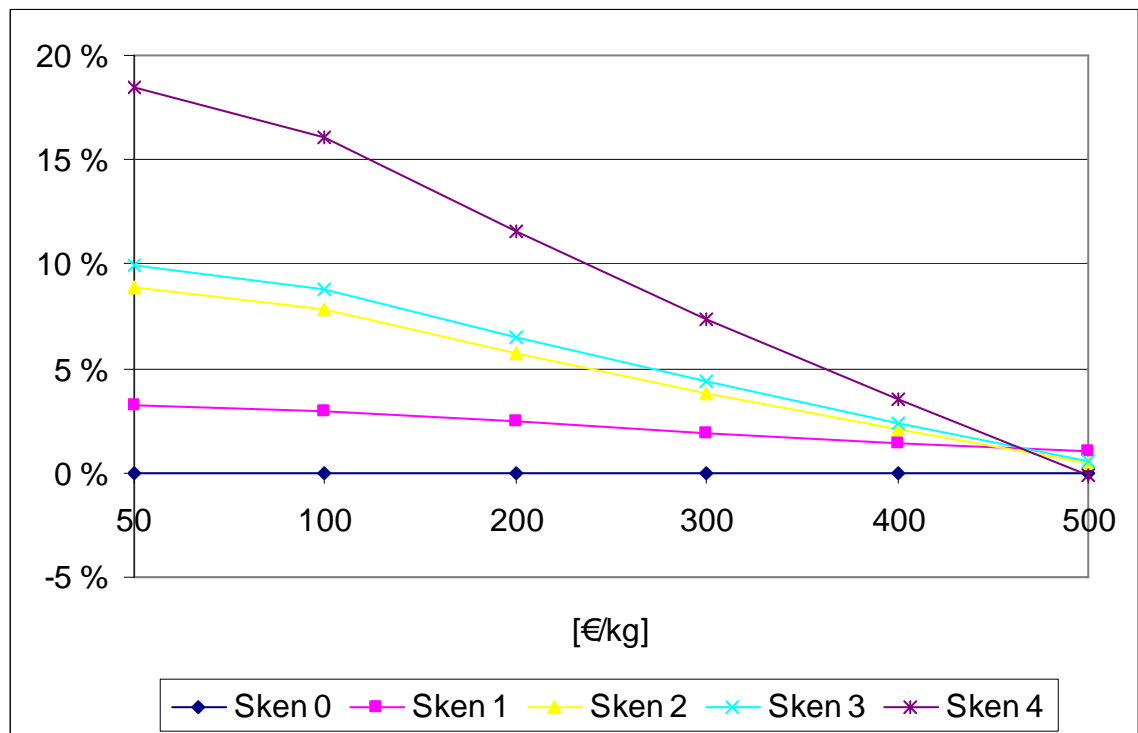


Kuva 29. MOX-polttoaineen jälleenkäsittelykustannuksien vaihtelun vaikutus vertailuskenaarioiden polttoainekierron kustannuksiin suhteessa perusskenaarioon. Perusskenaarion kokonaiskustannukset ovat kuvaajassa aina 0 %. Nimellisenä yksikköhintana MOX-polttoaineen jälleenkäsittelylle on käytetty 1600 €/kg.

Uraanin hintatrendi on 2000-luvun puolella ollut nouseva ja vuonna 2007 kesäkuussa uraanin spottihinta saavutti huippunsa 264 €/kg (USD 354/kgU), josta hinta on kuitenkin tullut alaspäin. Uraanin hankintasopimukset ovat kuitenkin tavallisesti useampi-vuotuisia, eikä sopimusten uraanin hinta vastaa välttämättä uraanin spottihintaa. Vuoden 2008 uraanin spottihinnan keskiarvo oli ESA:n (Euratom Supply Agency) mukaan

118,19 €/kg luonnonuraania ja pitkäaikaissopimuksia paremmin kuvaava MAC-3 - hinta oli 84,75 €/kg luonnonuraania. [NEA 2010, 93-100]

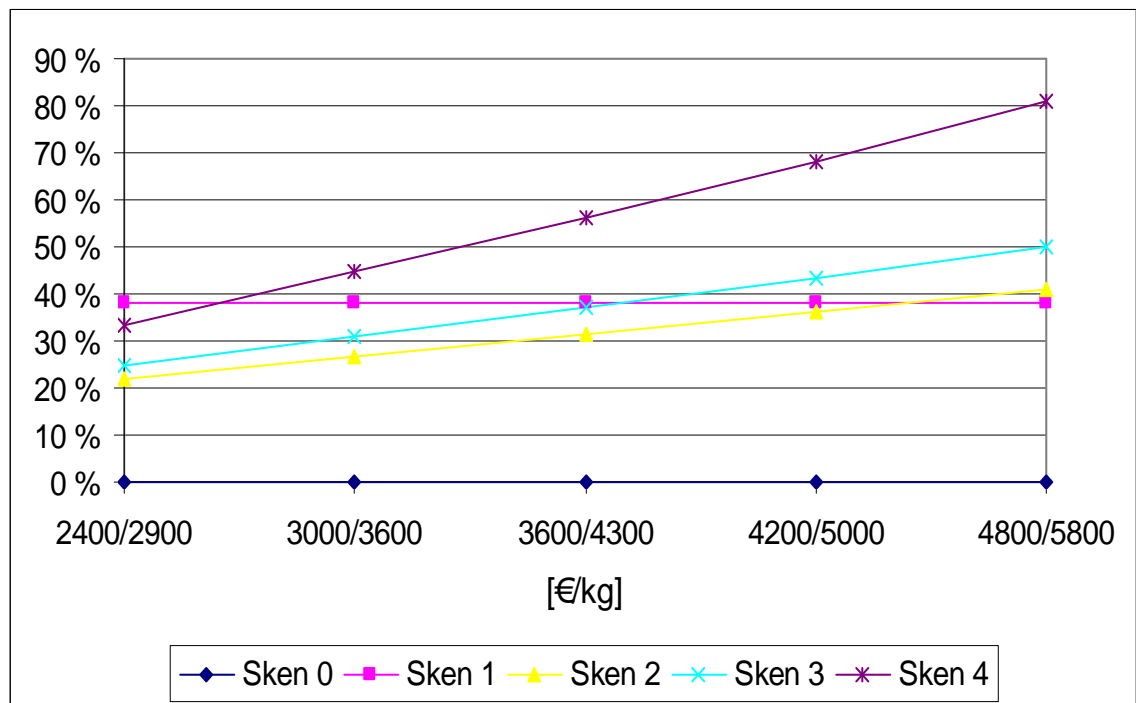
Kuvassa 30 on esitetty uraanin hankintahinnan vaikutus eri vertailuskenaarioiden kokonaiskustannuksiin suhteessa perusskenaarioon. Uraanin hinnan muutos vaikuttaa kaikkein voimakkaimmin perusskenaarion kannattavuuteen, missä uraanin kulutus on kaikkein suurin. Kuvasta nähdään, että kehittyneemmät polttoainekierrat alkavat tulla kustannuksiltaan kannattaviksi suhteessa perusskenaarioon, kun uraanin hinta lähenee noin 500 €/kg. Samalla hintatasolla myös pelkkiin nopeisiin reaktoreihin perustuvat polttoainekierrat alkavat tulla kannattaviksi verrattuna tavallisiin termisiin reaktoreihin perustuviin polttoainekiertoihin.



Kuva 30. Uraanin hankintakustannusten vaihtelujen vaikutus vertailuskenaarioiden kokonaiskustannuksiin suhteessa perusskenaarioon. Perusskenaarion kokonaiskustannukset ovat kuvaajassa aina 0 %. Niemellisenä yksikköhintana uraanin hankinnalle on käytetty 50 €/kg.

Kuvasta 26 nähtiin, että polttoaineen valmistuskustannusten merkitys polttoainekierron kokonaiskustannuksista kasvaa, mitä kehittyneempiin polttoainekiertoihin siirrytään. Skenaariolla neljä valmistuskustannukset ovat jo noin puolet polttoainekierron kokonaiskustannuksista. Polttoaineen valmistuksen yksikköhinnan vaihtelun vaikutus eri

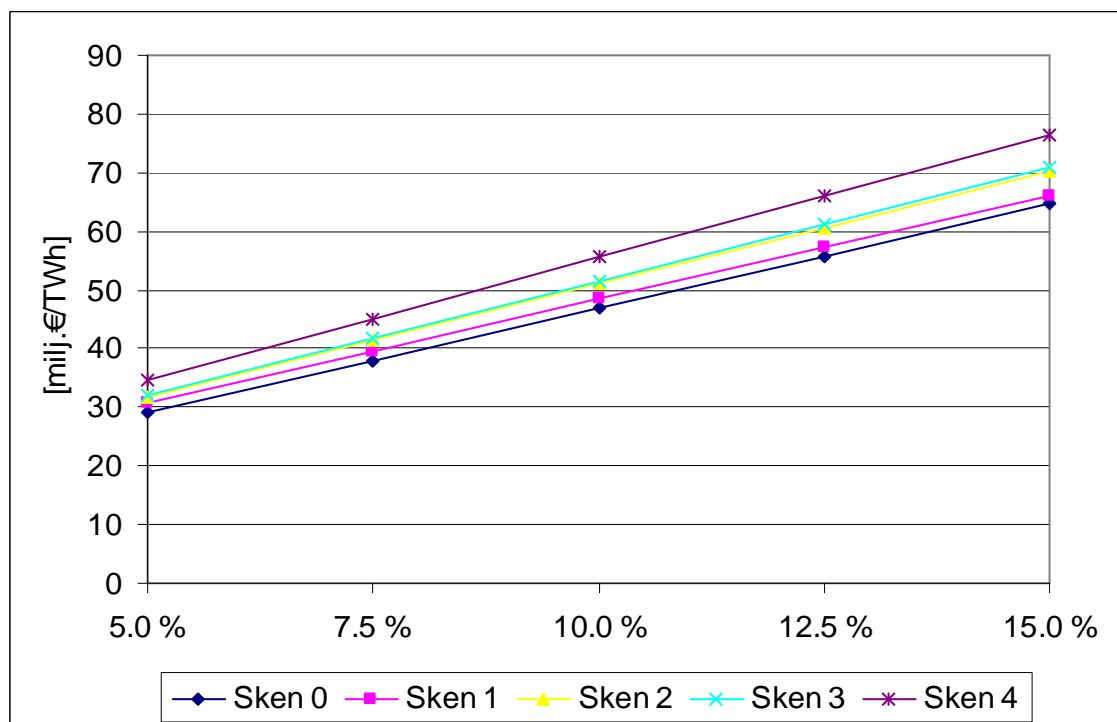
vertailuskenaarioiden polttoainekierto-kustannuksiin suhteessa perusskenaarioon nähdään kuvassa 31. Kuvan x-akselilla on ensin ilmoitettu MOX-FR-polttoaineen yksikköhinta ja toisena MOX-FR-MA-polttoaineen yksikköhinta. Jälkimmäisen yksikköhinnana oli oletettu olevan noin 1,2 kertaa suurempi edelliseen verrattuna. Suurin vaikutus polttoaineen yksikköhinnan muutoksella on skenaarioon neljä, jossa noin 20 % kasvu valmistushinnassa nostaa polttoainekierron kustannuksia noin 12 % suhteessa perusskenaarioon. Valmistuskustannuksien muutos vaikuttaa myös skenaarioihin kaksi ja kolme, mutta vaikutukset ovat vähäisemmät.



Kuva 31. MOX-FR- ja MOX-FR-MA – polttoaineiden valmistuskustannusten vaihtelujen vaikutus vertailuskenaarioiden polttoainekierron kustannuksiin suhteessa perusskenaarioon. Perusskenaarion polttoainekierron kustannukset ovat kuvaajassa aina 0 %. Nimellinen yksikköhinta polttoaineen valmistukselle oli INL:n mukaan 3000/3600 €/kg (MOX-FR/MOX-FR-MA €/kg).

NEA:n laskelmissa [2002], [2006] MOX-LWR-, MOX-FR- ja MOX-FR-MA-polttoaineiden valmistukselle käytetään nimellisinä kustannuksina 1000 €/kg, 1300 €/kg ja 2300 €/kg. Näillä arvoilla laskettuna skenaarioiden kaksi, kolme ja neljä kustannukset olisivat enää noin 13–31 % perusskenaarion polttoainekierron kokonaiskustannuksia suuremmat.

Kuvassa 32 on esitetty voimalaitosinvestointien kuoletuskertoimen vaikutus eri skenaarioiden kokonaiskustannuksiin (huomaa, että perusskenaario ei ole nyt 0 %). Skenaarioiden keskinäiset suhteet pysyvät suurin piirtein muuttumattomana riippumatta siitä, mikä on kuoletuskertoimen arvo. Vain nopeita reaktoreita sisältävien skenaarioiden sähköntuotantokustannukset muuttuvat suhteessa hiukan enemmän johtuen nopeiden reaktoreiden suuremmasta investointikustannuksesta. Kuoletuskertoimen vaikutus absoluuttisiin kokonaiskustannuksiin on kuitenkin suuri. Yhden prosentin muutos kuoletuskertoimessa aiheuttaa noin 4 milj.€/TWh (0,4 c/kWh) muutoksen sähkön tuotantokustannuksissa. Sopivan korkokannan ja kuoletuskertoimen valitseminen aiheuttaa suurta epävarmuutta absoluuttisten kustannusten laskennassa ja se täytyy tehdä mahdollisimman varovaisesti etenkin arvioitaessa ydinvoimasijoituksia, joissa investoinnit ovat suuria.



Kuva 32. Kuoletuskertoimen vaikutus ydinsähkötuoannon kokonaiskustannuksiin. Kustannuslaskennassa kuoletuskertoimen nimellisenä arvona käytettiin 10 %.

7.4 Yhteenveto

Luvussa seitsemän vertailtiin eri polttoainekierto-skenaarioiden kustannuksia. Kymmenen prosentin kuoletuskertoimella kokonaiskustannuksiksi arvioitiin 46–56 miljoonaa euroa tuotettua TWh kohti (4,6–5,6 c/kWh). Kun kuoletuskertoimena käytettiin viittä prosenttia, sijoittui kokonaiskustannukset 29–35 miljoonan euron välille (2,9–3,5 c/kWh). Neljännen vertailuskenaarion kustannukset olivat suurimmat, noin 18 % perusskenaariota suuremmat. Ensimmäisen vertailuskenaarion kokonaiskustannukset olivat noin 3 % ja toisen ja kolmannen vertailuskenaarion kustannukset noin 9–10 % perusskenaariota suurempia.

Polttoainekierto-kustannuksissa erot eri skenaarioiden välillä olivat suurempia. Neljännen skenaarion polttoainekierto-kustannukset olivat suurimmat ja ne ylittivät perusskenaariota noin 45 %. Ensimmäisen skenaarion polttoainekierto-kustannukset olivat noin 38 %, toisen skenaarion noin 27 % ja kolmannen skenaarion noin 31 % perusskenaariota suuremmat. Polttoainekierto-kustannusten osuus skenaarioiden kokonaiskustannuksista oli kuitenkin vain noin 10–20 %, riippuen siitä käytettiinkö kuoletuskertoimena 5 vai 10 %, joten vaikutukset skenaarioiden kokonaiskustannuksiin jäivät pieniksi.

Suurimman eron avoimen polttoainekierron ja kehittyneempien polttoainekiertojen välille aiheutti jälleenkäsittelystä aiheutuva lisäkustannus. Loppusijoituksen ja polttoainekierron alkuosan kustannukset pysyivät suurin piirtein yhtä suurina. Kehittyneempiin polttoainekiertoihin siirryttäessä polttoaineen valmistus valtasi suuremman roolin polttoainekierron alkuosan kustannuksista, kun taas uraanin hankinnan, konversion sekä rikastuksen kustannusten osuus pieneni.

Nopeiden reaktoreiden investointikustannuksilla sekä nopeiden reaktoreiden MOX- ja MOX-MA-polttoaineiden valmistuksen kustannuksilla oli suuri vaikutus kehittyneempien polttoainekiertojen kannattavuuteen. Molemmissa tapauksissa teknologian kehitys on vielä kesken ja epävarmuus lopullisista kustannuksista suuri. Kehittyneistä polttoainekiertoista voi tulla taloudellisesti kilpailukykyisiä avoimen polttoainekierron kans-

sa, jos nopeiden reaktoreiden kustannukset laskevat tulevaisuudessa termisten reaktorien tasolle.

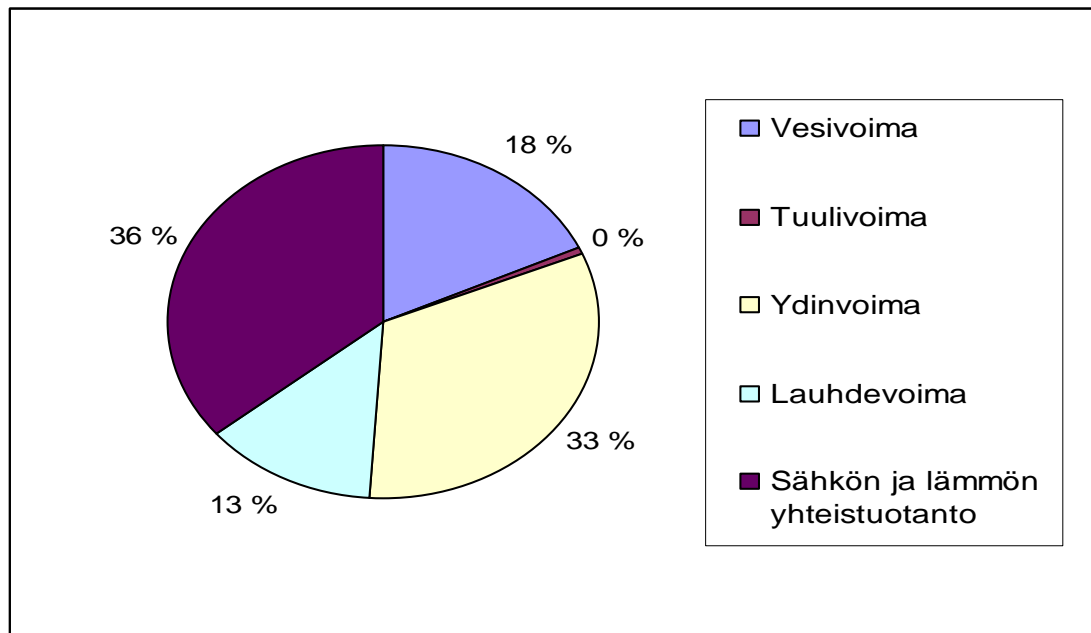
Uraanin hankintahinnan nousu taas huonontaa avoimen polttoainekierron taloudellisuutta kehittyneempiin polttoainekiertoihin verrattuna. Uraanin hinnan lähestyessä 500 €/kg alkavat kehittyneemmät polttoainekierrat tulla kannattaviksi. Tämä hinta on lähes kymmenkertainen nykyiseen uraanin hintatasoon verrattuna.

8 SUOMISKENAARIO

Tässä luvussa on tarkoitus tarkastella ydinpolttoainekiertoa Suomen näkökulmasta. Tarkoituksena on arvioida Suomessa seuraavien 100-150 vuoden aikana tapahtuvia mahdollisia muutoksia ydinvoimateollisuudessa ja ydinsähkön tuotannossa. Luvussa 8.1 ensin esitellään tarkemmin Suomen nykyistä ja tulevaa sähköntuotantoa ja -kysyntää. Luvussa 8.2 käydään läpi Suomessa tällä hetkellä sähkön tuotannossa sekä rakennus- tai suunnitteluvaiheessa olevat reaktorit ja lisäksi tarkastellaan Suomen muuta ydinpolttoainekiertoon liittyvää teollisuutta. Luvussa 8.3 käydään läpi tässä työssä käytettyjä oletuksia ja esitellään erilaisia versioita Suomen tulevaisuuden ydinvoimasektorista. Luvuissa 8.4 ja 8.5 lasketaan ja vertaillaan muun muassa eri versioiden uraanin kulutusta, syntyvän käytetyn polttoaineen määrää ja taloudellisuutta. Lopuksi luvussa 8.6 on esitetty yhteenveto luvun tärkeimmistä johtopäätöksistä.

8.1 Suomen sähköntuotanto ja -kulutus

Suomen virallisen tilaston [2010a], [2010b] mukaan Suomen sähkönkulutus on vaihdellut 2000-luvulla 80 - 90 TWh välillä, kun se vuonna 2007 oli suurimmillaan, noin 90,4 TWh. Vuonna 2009 sähkönkulutus oli kokonaisuudessaan 81,3 TWh, josta noin 69,2 TWh tuotettiin kotimaassa (noin 85 %) ja noin 12,1 TWh tuotiin ulkomailta. Kuvassa 33 on esitetty Suomessa vuonna 2009 tuotettu sähkö eri tuotantomuotoihin jaoteltuina. Ydinvoiman osuus vuonna 2009 Suomessa tuotetusta sähköstä oli noin kolmannes eli 22,6 TWh. Ydinsähkön tuotanto on pysynyt suurin piirtein samalla tasolla viime vuodet, mutta ydinsähkön osuudet ovat muuttuneet sähkön kulutuksen suhteen. Esimerkiksi vuonna 2007 ydinsähkön osuus Suomen kokonaistuotannosta oli vain noin 25 %. Loput sähköstä tuotetaan pääosin sähkön ja lämmön yhteistuotannolla, lauhdevoimalla sekä vesivoimalla. [SVT 2010a; SVT 2010b]



Kuva 33. Suomessa tuotettu sähkö tuotantomuodoittain vuonna 2009. [SVT 2010b]

Valtioneuvoston vuonna 2008 eduskunnalle toimittamassa pitkän aikavälin ilmasto- ja energiastategiassa [TEM 2008, 2, 45] on arvioitu sähköenergian kysyntää aina vuoteen 2050 asti. Strategiassa arvioitiin sähkön kysyntää niin sanotussa perusrassassa, joka vastaisi nykytoimien ja -kehityksen kulutusta, sekä tavoiteurassa, joka ottaisi huomioon kaikki tulevat toimenpiteet kansallisiin ja EU:n ilmastotavoitteisiin pääsemistä varten. Perusrassassa strategia olettaa sähkön kulutuksen kasvavan 103 TWh:iin vuoteen 2020 mennessä ja edelleen 116 TWh:iin vuoteen 2050 mennessä. Tavoiteurassa sähkön kulutuksen on oletettu kasvavan vuoteen 2020 mennessä 98 TWh:iin, jonka jälkeen kulutus kääntyisi laskuun ja olisi vuonna 2050 noin 80 TWh:a. [TEM 2008, 2, 45] Elinkeinoelämän keskusliiton (EK) ja Energiateollisuus ry:n tekemässä selvityksessä [EK & Energiateollisuus, 19] sähkönkulutukseen arvioidaan nousevan vuoteen 2030 mennessä jo 110-115 TWh:iin.

8.2 Ydinvoimateollisuus Suomessa

Suomessa on nykyisin käytössä avoimen polttoainekierron politiikka eli käytetty ydinpolttoaine loppusijoitetaan suoraan ilman jälleenkäsittelyä. Uraanin louhintaan, konversioon, rikastukseen tai polttoaine-elementtien valmistukseen liittyvää toimintaa ei ole, vaan voimalaitosten käyttämä polttoaine valmistetaan kokonaan ulkomailla. Käy-

tetyn polttoaineen huoltoa varten Suomessa on käytetyn polttoaineen väliaikaisvarastot voimalaitosalueilla ja rakenteilla käytetyn polttoaineen loppusijoitustilat, joiden on tarkoitus aloittaa toiminta vuonna 2020. [IAEA 2005, 39-40] Reaktoreita on Suomessa tällä hetkellä toiminnassa yhteensä neljä. Lisäksi yksi reaktori on rakenteilla ja kahdelle on valtioneuvosto antanut myönteisen periaatepäätöksen. [IAEA 2009c, luvut 2.2.1, 2.2.4; Valtioneuvosto 2010a, 13], [Valtioneuvosto 2010b, 15]

Vaikka ydinenergialain mukaista uraanin kaivostoimintaa ei Suomessa parhaillaan ole, on kaivosyhtiö Talvivaara Sotkamo Oy jättänyt kuitenkin vuonna 2010 valtioneuvostolle lupahakemuksen koskien sivutuotteena saatavan uraanin talteenottoa. [Talvivaara 2010a, 1] Seuraavissa kappaleissa on esitelty tarkemmin Suomen voimalaitoksia, käytetyn polttoaineen huoltoa sekä mahdollisia uraanintuotantohankkeita.

8.2.1 Ydinvoimalaitokset

Suomella on parhaillaan neljä kaupallisessa toiminnassa olevaa ydinreaktoria (taulukko 11), joista kaksi sijaitsee etelärannikolla Loviisassa (LO1-2) ja kaksi länsirannikolla Olkiluodossa (OL1-2). Loviisan reaktorit ovat Fortum Power and Heat Oy (Fortum) omistuksessa ja Olkiluodon reaktorit Teollisuuden Voima Oy (TVO) omistuksessa. Kokonaisteho näillä neljällä reaktorilla on yhteensä 2696 MW ja ne ovat kaikki kevytvesireaktoreita. Olkiluodon reaktorit on toimittanut ruotsalainen yhtiö Asea-Atom (nykyisin Westinghouse Electric Sweden Ab.) ja Loviisan reaktorit on tuotu silloisesta Neuvostoliitosta. Reaktoreiden keskimääräinen käyttökerroin on ollut yli 90 % jo usean vuoden ajan. [IAEA 2009c, luvut 2.1, 2.2.1, 2.2.2] Vuonna 2010 niiden tuottaman sähköenergian määrä oli yhteensä 21,9 TWh, joka oli 28,4 % kaikesta Suomessa tuotetusta sähköstä [IAEA 2010a]. Loviisan molempien reaktoreiden käyttölupa ulottuu parhaillaan vuosiin 2027 ja 2030 ja Olkiluodon reaktoreiden käyttölupa vuoteen 2018. [IAEA 2009c, luku 2.2.3] Käyttöluvun loppuminen ei kuitenkaan tarkoita suoraan voimalaitoksen käytön lopettamista, vaan toimija voi tämän jälkeen tarvittaessa hakea uutta lupaa.

Taulukko 11. Suomen kaupallisessa toiminnassa ja rakenteilla olevat ydinreaktorit. PWR (Pressure Water Reactor) = painevesireaktori, BWR (Boiling Water Reactor) = kiehutusvesireaktori. [IAEA 2009c, luku 2.2.1]

		Reaktori- tyyppi	Sähköteho [MW _e]	Omistaja	Aloitti toiminnan	Käyttölupa päättyy
Loviisa-1	LO1	PWR	488	Fortum	1977	2027
Loviisa-2	LO2	PWR	488	Fortum	1981	2030
Olkiluoto-1	OL1	BWR	860	TVO	1979	2018
Olkiluoto-2	OL2	BWR	860	TVO	1982	2018
Olkiluoto-3	OL3	PWR	1600	TVO	2014*	2074*

* kirjoittajan arvio

Vuonna 2002 Suomen eduskunta teki periaatepäätöksen Suomen viidennestä ydinvoimalaitoksesta. Olkiluotoon rakenteilla olevan reaktorin (OL3) rakennuttajana toimii TVO ja toimittajina ovat ranskalainen AREVA NP sekä saksalainen Siemens AG. Reaktori on EPR-tyyppinen painevesireaktori, jonka sähköteho on 1600 MW_e. [IAEA 2009c, luku 2.2.4] Voimalan rakentaminen alkoi vuonna 2005 ja sen oli alun perin tarkoitus valmistua toukokuussa 2009, mutta ongelmat voimalaitoksen rakennus- ja suunnittelutöissä ovat pitkittäneet aikataulua [IAEA 2009c, luku 2.2.4; STT 2010]. Rakennuslehden uutisen 7.6.2010 [STT 2010] mukaan Olkiluodon kolmannen reaktorin rakennustöiden pitäisi valmistua vuoden 2012 lopulla, ja sähkön tuotantoon pitäisi päästä vuonna 2013.

Nykyisten toiminnassa ja rakenteilla olevien reaktoreiden lisäksi Suomen valtioneuvosto hyväksyi 6.5.2010 kahden uuden voimalaitosyksikön periaatepäätöshakemukset (PAP-hakemus). Uusien voimalaitosten rakennuttajina ovat TVO ja Fennovoima Oy (Fennovoima). TVO:n suunnitelmana on rakentaa neljäs yksikkö Olkiluotoon (OL4), kun taas Fennovoima aikoo sijoittaa voimalaitoksen joko Pyhäjoelle tai Simoon. TVO haki lupaa yhden yksikön rakentamiseen, joka olisi sähköteholtaan 1000-1800 MW:n kevytvesireaktori. Fennovoima taas haki lupaa yhden tai kahden kevytvesireaktoriyksikön rakentamiseen, joiden sähköteho olisi yhteensä 1500–2500 MW, mutta myönteinen periaatepäätös annettiin vain yhden yksikölle. Myös Fortum haki lupaa kolmannelle Loviisan yksikölle (LO3), mutta valtioneuvosto hylkäsi esityksen. Hakemus

koski yhtä voimalaitosyksikköä, joka olisi ollut sähköteholtaan 1000–1800 MW ja tyypiltään kevytvesireaktori. [Valtioneuvosto 2010a, 7, 13; Valtioneuvosto 2010b, 7, 15; Valtioneuvosto 2010c, 1, 9]

8.2.2 Ydinjätehuolto

Suomessa on tällä hetkellä kaksi väliaikaisvarastoa käytetylle polttoaineelle. Toinen sijaitsee Olkiluodon voimalaitosalueella ja toinen Loviisan voimalaitosalueella. Molemmissa tapauksissa varastot ovat niin sanottuja vesiallasvarastoja. [IAEA 2010b], [IAEA 2005, 40] Tällä hetkellä Olkiluodon varasto on mitoitettu noin 30 reaktorivuoden käytöstä aiheutuvan käytetyn polttoaineen määrälle. Vuonna 2009 Olkiluodossa aloitettiin varaston laajennusprojekti, joka on tarkoitus saada valmiiksi vuonna 2014. Laajennuksella on tarkoitus lisätä varaston kapasiteettiä niin, että loput OL1-2:n käytetystä polttoaineesta sekä kaikki uuden OL3:n käytetystä polttoaineesta mahtuvat varastoihin. Loviisassa varastoaltaiden määrää on lisätty viimeksi vuonna 2000. Altaita on tarkoitus varustaa tiheämmillä telineillä niin, että kapasiteetti riittää vuoteen 2020 asti, jolloin käytetyn polttoaineen loppusijoitus on tarkoitus aloittaa. [Posiva 2009a, 8] Olkiluodon neljättä reaktoriyksikköä varten TVO on ajatellut rakentaa Olkiluodon laitosalueelle joko uuden erillisen varaston tai laajentaa edelleen vanhaa. [Valtioneuvosto 2010a, 103] Fennovoima taas aikoo rakentaa omalle laitosalueelleen erillisen varaston, joka kattaa koko voimalaitoksen elinkaaren ajalta syntyvän käytetyn polttoaineen määrän. Varasto olisi joko vesiallas- tai kuivavarasto. [Valtioneuvosto 2010b, 160]

Käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoitusta on kehitelty Suomessa jo 1980-luvun alkupuolelta asti [IAEA 2005, 40]. Vuonna 2000 valtioneuvosto teki loppusijoitusta koskevan periaatepäätöksen, jolla annettiin lupa rakentaa loppusijoitustilat LO1-2:n ja OL1-2:n toiminnasta syntyvälle käytetylle polttoaineelle. Myöhemmin lupaa laajennettiin koskemaan myös OL3:n ja OL4:n käytettyä polttoainetta. [Valtioneuvosto 2010d, 7-8] Käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoitustilan tutkimus- ja kehitystyöstä, suunnittelusta ja käyttöönotosta vastaa Posiva Oy (Posiva), joka on Fortumin ja TVO:n omistuksessa oleva yritys [IAEA 2009c, luku 2.5.2]. Loppusijoituslaitos rakennetaan TVO:n Olkiluodon voimalaitosalueelle. Laitos koostuu noin 400–700 metrin syvyy-

teen rakennettavista loppusijoitustiloista sekä maanpäälle rakennettavasta kapselointilaitoksesta sekä sen erilaisista apu- ja oheistiloista. Kuparikapseleihin pakattu käytetty polttoaine sijoitetaan loppusijoitustilan lattiaan tai seiniin porattaviin 6-8 metriä pitkiin reikiin, jotka tiivistetään esipuristetulla bentoniittisavella. Loppusijoitustilan tarvitsema kallioilavuus riippuu loppusijoitettavan polttoaineen määrästä ja ominaisuuksista. [Posiva 2009b, 10, 19-20] Loppusijoitustilat on tarkoitus rakentaa välillä 2013-2019 ja käytetyn polttoaineen loppusijoittaminen on tarkoitus aloittaa vuonna 2020. [Kukkola et al. 2005, 5]

Loppusijoitustilaan on tarkoitus sijoittaa kaikki nykyisistä Loviisan ja Olkiluodon reaktoreista tuleva polttoaine sekä lisäksi vielä nykyään rakenteilla olevan OL3-yksikön sekä suunnitteluvaiheessa olevan OL4-yksikön käytetty polttoaine. Näiden yksiköiden toiminnasta syntyvän käytetyn polttoaineen määrän on arvioitu olevan enintään 9000 tU. [Valtioneuvosto 2010d, 7-8, 14] Myös Fennovoiman ensisijaisena tavoitteena on loppusijoittaa käytetty polttoaine Olkiluodon loppusijoitustiloihin. Vaikka Fennovoima ei olekaan osallisena Posivan toiminnassa, voi työ- ja elinkeinoministeriö tarvittaessa määrätä yhteisen edun nimissä, että Suomen ydinvoimatoimijat tekevät yhteistyötä käytetyn polttoaineen huollossa. Muussa tapauksessa Fennovoima on PAP-hakemuksen mukaan valmis rakentamaan uuden loppusijoitustilan, joka perustuisi samaan menetelmään kuin Posivan loppusijoitusmenetelmään. [Valtioneuvosto 2009b, 161] Jos Fennovoiman reaktorin elinaikana syntyvän käytetyn polttoaineen määrä on suurin piirtein sama kuin OL4:n (enintään 2500 tU [Valtioneuvosto 2010d, 8]), nousisi Olkiluotoon loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen määräksi enintään 11500 tU.

8.2.3 Uraanin tuotanto

Talvivaaran kaivos on Talvivaaran kaivososakeyhtiö Oyj:n omistuksessa ja sen tärkeimmät tuotteet ovat nikkeli, sinkki ja kupari. Kaivos on yksi Euroopan suurimmista sulfidisen nikkelin esiintymistä ja malmivarojen on arvioitu riittävän vähintään 46 vuodeksi. Talvivaaran kaivostoimintaa harjoittaa Talvivaaran kaivososakeyhtiö Oyj:n tytäryhtiö Talvivaara Sotkamo Oy (Talvivaara Sotkamo), joka aloitti louhinnan Talvi-

vaarassa vuonna 2008. Tuotantotekniikkana kaivoksella käytetään bioliuotustekniikkaa, jonka avulla metalleja voidaan erottaa matalapitoisestakin malmista taloudellisesti kannattavasti. Talvivaara Sotkamon tekemien tutkimusten perusteella muiden metallien talteenoton yhteydessä malmista olisi mahdollista ottaa talteen myös uraania. Talteen otettava määrä olisi pieni muihin metalleihin verrattuna, eikä pelkän uraanin louhinta olisikaan taloudellisesti kannattavaa. Talvivaara Sotkamo toimitti uraanin talteenoton lupahakemuksen valtioneuvostolle 20.4.2010 ja asetti ympäristövaikutusten arviointiselostuksen nähtäville 1.12.2010. Talteenottolaitoksen noin vuoden mittaiset rakennustoimet on tarkoitus aloittaa vuonna 2011. Tuotanto on tarkoitus aloittaa tämän jälkeen, kun tarvittavat luvat on saatu. [Talvivaara 2010b, 20-21, 28]

Uraani on tarkoitus ottaa talteen uuttomenetelmällä, koska sen katsotaan olevan ainut teknis-taloudellisesti kannattava menetelmä. Uraani liukenee bioliuotuksessa muiden metallien tavoin malmista päälliuokseen, jonka uraanipitoisuus on noin 20 mg/l. Tästä arvioidaan saatavan uuttamalla talteen ainakin 90 %. Uuttamisprosessin jälkeen erotettu uraani on uraaniperoksidi käy läpi erilaisia saostus-, suodatus- ja kuivausprosesseja, joiden avulla se muokataan hieman kosteaksi uraanioksidi (sisältää eri oksideja, kuten UO_2 , UO_3 , UO_4 , U_3O_8) sakaksi (uraanirikaste eli yellow cake), joka sisältää noin 70-80 % luonnonuraania. Tuote pakataan ilmatiiviisiin terästynnyreihin ja siirretään varastoon odottamaan kuljetusta. Tuotettu uraanioksidi on tarkoitus viedä ulkomaille, jossa siitä edelleen jatkojalostetaan ydinpolttoainetta. Vuosittaiseksi Talvivaaran uraanioksidin tuotantomääräksi on arvioitu 350-500 tU. [Talvivaara 2010b, 27-30]

Talvivaaran lisäksi Yara Suomi Oy suunnittelee kaivoshanketta Itä-Lapissa sijaitsevaan Sokliin, jossa päätarkoituksena olisi hyödyntää maaperän fosfori- ja rautamalmeja, mutta lisäksi selvittää myös muiden arvoaineiden (kuten uraanin) hyödyntämistä sivutuotteena. Kaivoksen rakentamisvaiheen oletetaan kestävän 2-4 vuotta ja tuotannon on suunniteltu aloitettavan vuonna 2015. Kaivoksen mahdolliseksi toiminta-ajaksi on arvioitu useita vuosikymmeniä. [Pöyry 2009, 1] Geologisen tutkimuskeskuksen [GTK 2010] mukaan Soklin kaivos olisi paljon potentiaalisempi sivutuoteuraanin lähde kuin Talvivaara. Esimerkiksi Soklissa malmin uraanipitoisuudeksi on arvioitu 0,01 %, kun taas Talvivaarassa malmin uraanipitoisuus on arvioitu olevan 0,001-0,004 %. [GTK 2010]

8.3 Suomen ydinvoimasektori tulevaisuudessa

Tässä luvussa on esitelty mahdollisia tulevaisuuden ydinvoimaskenaarioita Suomen mittakaavassa (skenaario-termin sijasta käytetään tästä edespäin vähän huonompaa versio-termiä, ettei tapahdu sekaannusta edellä olevissa luvuissa tarkasteltujen skenaarioiden kanssa). Luvussa esitettyjen versioiden oletukset perustuvat täysin kirjoittajan omiin arvioihin. Luvussa 8.3.1 on ensin esitetty muutamia oletuksia, joille versioiden kehitys perustuu, ja luvussa 8.3.2 on esitetty tarkasteltavat versiot.

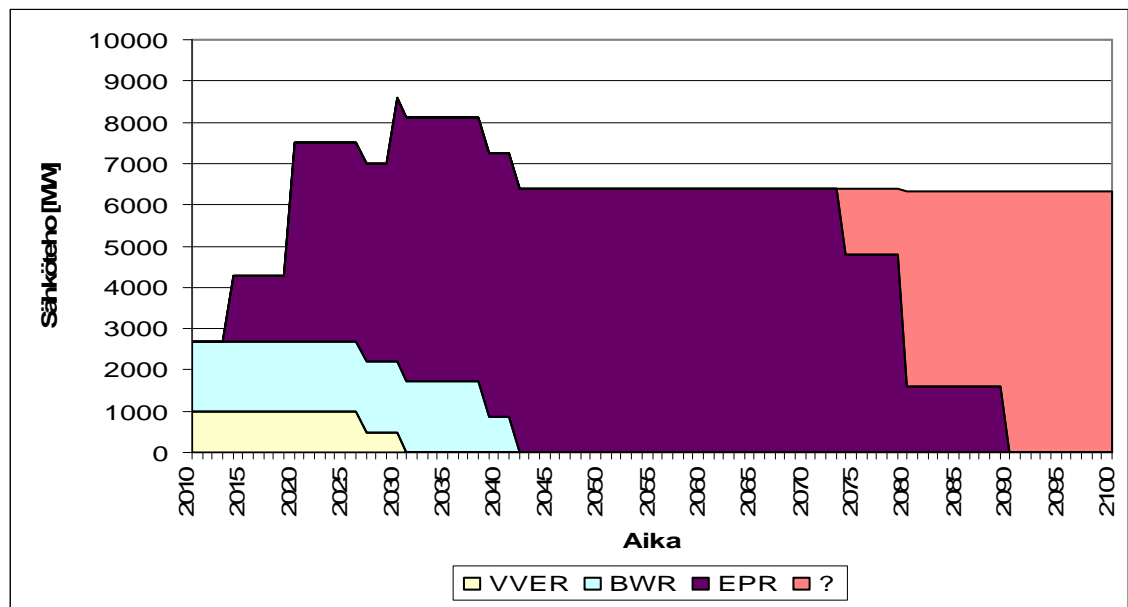
8.3.1 Suomen ydinvoimakapasiteetin arvioitu kehitys ja muita oletuksia

Kuvassa 34 on esitetty tämän työn arvio Suomen ydinvoimakapasiteetin muuttumisesta tulevien vuosikymmenien aikana. Ydinvoimakapasiteetin oletetaan nousevan väliaikaisesti nykyiseltä noin 2700 MW:n tasolta yli 8000 MW:n tasolle vuoteen 2030 mennessä. Tämän jälkeen se nykyisten laitosten sulkemisten myötä tasapainottuu lopulta noin 6400 MW tasolle. Kapasiteetin arvioinnissa on käytetty alla lueteltuja oletuksia. Liitteessä V on lisäksi esitetty Suomen reaktoriyksiköiden kehityksestä aikajanalla.

- Olkiluodon kolmas yksikkö valmistuu vuonna 2013 ja on sähköntuotannossa vuodesta 2014 eteenpäin.
- Hyväksytyn PAP-lausunnon saaneet reaktoriyksiköt OL4 ja FE1 oletetaan saavan rakennusluvan 2010-luvun alkupuolella ja ne ovat sähköntuotannossa vuodesta 2020 eteenpäin. (Fennovoiman tapauksessa kyseessä saattaa olla kaksi erillistä reaktoriyksikköä, mutta oletetaan tässä työssä yksinkertaisuuden vuoksi yhdeksi yksiköksi)
- Loviisan yksiköiden LO1-2 nykyiset toimiluvat loppuvat vuosina 2027 ja 2030 ja niiden oletetaan lopettavan toiminnan siinä vaiheessa kokonaan. Loviisan laitospaikka ei kuitenkaan jää tyhjäksi, vaan Fortum saa hyväksytyn PAP-päätöksen LO3-yksikön rakentamiselle ja aloittaa sähköntuotannon vuodesta 2030 eteenpäin.

- Olkiluodon nykyiset yksiköt OL1-2 suljetaan 60 käyttövuoden jälkeen vuonna 2039 ja 2042.
- Kaikkien uusien reaktoriyksiköiden oletetaan olevan EPR-tyyppisiä painevesi-reaktoreita (tai ainakin ominaisuuksiltaan samankaltaisia), joiden sähköteho on 1600 MW.
- Ydinvoimakapasiteetti jää 6400 MW tasolle vuodesta 2040 eteenpäin.
- Uusien reaktoriyksiköiden eliniäksi oletetaan 60 vuotta, joten yksiköt täytyy vaihtaa uusiin vuosien 2074-2090 välillä.

Vuodesta 2040 eteenpäin Suomen ydinvoimakapasiteetin määrä arvioidaan olevan siis 6400 MW, joka vastaa vuosittaisena sähköenergiana noin 52 TWh. Tämä olisi noin 2,5-kertainen verrattuna nykyiseen ydinvoimalla vuosittain tuotetun sähköenergian määrään. Jos verrataan tätä arvoa edellä luvussa 8.1 esitettyihin arvioihin Suomen sähkön kysynnästä tulevana vuosina, ydinsähkön osuus sähkön kokonaistuotannosta olisi vuodesta 2040 eteenpäin noin 45 %. Valtioneuvoston pitkän aikavälin ilmasto- ja energiastrategian tavoiteuran tapauksessa sähkön kysyntä Suomessa arvioitiin olevan vain noin 80 TWh vuonna 2050, joka tarkoittaisi tässä tapauksessa, että ydinsähkön osuus olisi noin 65 %.



Kuva 34. Suomen ydinvoimakapasiteetin arvioitu kehitys tulevana vuosina.

8.3.2 Erilaiset tulevaisuuden versiot

Tässä työssä tarkastellaan kolmea erilaista versiota Suomen tulevasta ydinvoimakäytöksestä. Jokaisessa versiossa edellä luvussa 8.3.1 esitelty ydinvoimakapasiteetin ennuste on samanlainen, mutta versiot eroavat toisistaan tuoreen polttoaineen ja reaktoreiden sekä käytetyn polttoaineen käsittelyn suhteen. Skenaarioiden aikajakso ulottuu vuoteen 2150, joten kovin tarkkojen oletusten tekeminen on vaikeaa. Kaikki tulevat reaktorit on oletettu perussähkön tuotantoon ja niiden koon on oletettu olevan suuri (1600 MW). Laskelmissa käytettyjen NFCSS-ohjelmassa tarvittavien reaktorien ominaisuuksia on esitetty liitteessä VI.

Ensimmäisen versio kuvaa tilannetta, jossa Suomen ydinsähkön tuotantoa jatketaan nykyiseen tapaan. Käytetty polttoaine loppusijoitetaan ja reaktoreissa käytetään pelkästään tavallista kevytvesireaktorien UO_2 -polttoainetta. Kaikki uudet reaktorit ovat EPR-tyyppisiä kevytvesireaktoreita, eikä nopeita reaktoreita oleteta tulevan käyttöön. Polttoaineen palamaa nostetaan kuitenkin 45 MWd/kg:sta 60 MWd/kg ja rikastusastetta neljästä prosentista viiteen prosenttiin EPR-tyyppisissä reaktoreissa vuodesta 2020 eteenpäin. Nykyiset OL1-2 ja LO1-2 yksiköissä palaman oletetaan kuitenkin pysyvän nykyisellä tasolla niiden sulkemiseen asti.

Toinen versio on reaktoreiden kannalta samanlainen ensimmäiseen verrattuna, mutta käytettyä polttoainetta aletaan jälleenkäsitellä vuodesta 2030 eteenpäin. Kaikki tämän jälkeen syntynyt käytetty polttoaine oletetaan kuljetettavan ulkomaille jälleenkäsittelyyn. Käytetystä polttoaineesta otetaan talteen uraani ja plutonium, mutta korkeaaktiivinen jäte (aktinidit ja fissiotuotteet) tuodaan loppusijoitettavaksi Suomeen. Jälleenkäsittelyn lisäksi EPR-tyyppisten reaktoreiden polttoaineesta oletetaan kolmasosa korvattavan MOX-polttoaineella vuodesta 2030 eteenpäin. Palaman nosto tapahtuu samalla tavalla kuin ensimmäisessä versiossa.

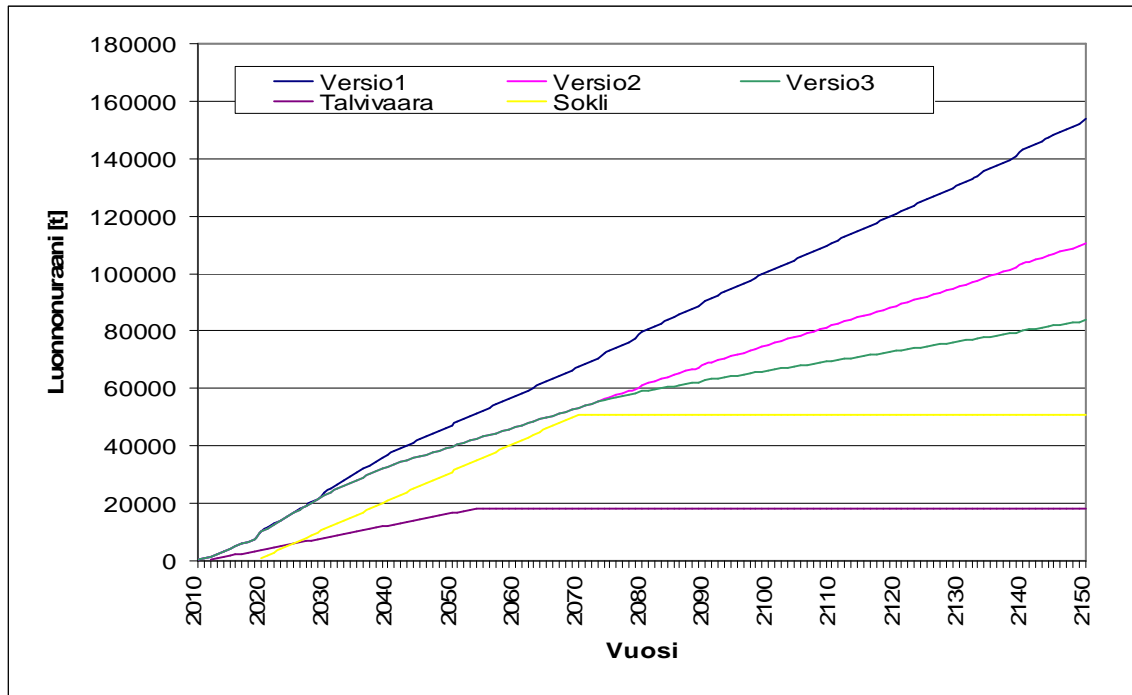
Kolmas versio vastaa palaman noston, polttoaineen jälleenkäsittelyn ja MOX-polttoaineen käytön suhteen toista versiota. Kolmannessa versiossa oletetaan lisäksi, että vuonna 2074 käytöstä poistuva OL3-yksikkö ja vuonna 2090 käytöstä poistuva FE1-yksikkö korvataan EFR:n kaltaisella nopealla reaktorilla. EFR-tyyppisten reaktori-

reiden sähköteho on 1580 MWe, joten tuotetun sähkön määrä ei paljon muutu, mutta noin puolet tuotetusta sähköstä on peräisin nopeista reaktoreista.

8.4 Tulokset

Kuvassa 35 on esitetty arvioitu luonnonuraanin kulutus Suomen ydinsähkön tuotannossa vuoteen 2150 asti. Kuvasta nähdään, että jatkamalla nykyisenkaltaisella polttoainekierrolla, tarvittavan uraanin kokonaismäärä nousisi vuoteen 2100 mennessä noin 100000 tonniin uraania ja edelleen vuoteen 2150 mennessä 150000 tonniin. Korvaamalla UO_2 -polttoaineesta kolmasosa MOX-polttoaineella vuodesta 2030 eteenpäin voitaisiin kulutetun uraanin määrää pudottaa vuoteen 2100 mennessä noin 75000 tonniin ja vuoteen 2150 mennessä noin 110000 tonniin. Korvaamalla puolet termisistä reaktoreista nopeilla vuosina 2074 ja 2080 luonnonuraanin tarvetta voitaisiin edelleen vähentää vuoteen 2100 mennessä noin 66000 tonniin ja vuoteen 2150 mennessä 84000 tonniin. Jos kaikki EPR-tyyppiset termiset reaktorit korvattaisiin nopeilla vuosien 2074-2090 välillä, jäisi luonnonuraanin tarve teoriassa noin 63000 tonniin, kun uuteen polttoaineeseen ei enää tarvittaisi luonnonuraania.

Kuvassa 35 on myös arvioitu Talvivaaran ja Soklin kaivoksilta saatavaa luonnonuraanin määrää. Talvivaaran kaivoksen on oletettu aloittavan uraanintuotannon vuonna 2012 ja tuottavan vuosittain noin 425 tonnia (keskiarvo 350-500 tonnin vuosituotannosta) sulkemisvuoteen 2054 asti. Näin kokonaistuotanto olisi 18,275 tuhatta tonnia, joka riittäisi kattamaan noin 36 % kaivoksen sulkemisajankohtaan mennessä tarvitusta luonnonuraanin määrästä. Soklin kaivoksen on oletettu aloittavan uraanin tuotannon vuonna 2020 ja tuottavan sitä aina vuoteen 2070 asti. Vuosituotanto on arvioitu varovaisesti uraanipitoisuuksien perusteella noin kaksi kertaa suuremmaksi Talvivaaraan verrattuna eli noin 1000 t/a. Näin ollen vuoteen 2070 mennessä kokonaistuotannon määrä olisi noin 50 tuhatta tonnia, joka riittäisi kattamaan noin 75 % kaivoksen sulkemisajankohtaan mennessä tarvitusta uraanista. Yhteenlaskettuna Talvivaaran ja Soklin uraanintuotanto riittäisi kattamaan version yksi tapauksessa uraanin tarpeen vuoteen 2070 asti, version kaksi tapauksessa vuoteen 2089 asti ja version kolme tapauksessa vuoteen 2106 asti.

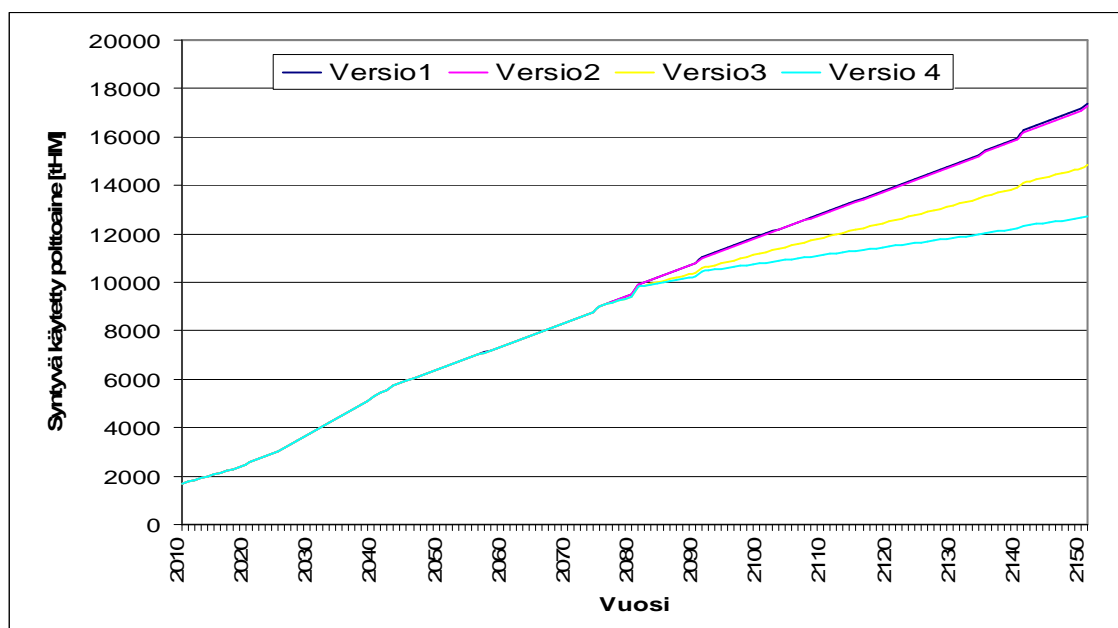


Kuva 35. Arvioitu luonnonnuraanin kulutus Suomen ydinsähkön tuotannossa. Tarve on arvioitu eri tulevaisuuden versioille ja lisäksi kuvaan on lisätty Talvivaaran ja Soklin kaivoksilta saatavan luonnonnuraanin määrä.

Kuvassa 36 on esitetty syntyvän käytetyn polttoaineen määrä eri versioilla Suomen ydinsähkön tuotannossa. MOX-polttoaineen käytöllä ei ole vaikutusta käytetyn polttoaineen määrään, koska sillä korvataan reaktorista sama määrä UO_2 -polttoainetta, jota muuten käytettäisiin. Vuoteen 2010 mennessä kerääntyneen käytetyn polttoaineen määränä on noin 1700 tonnia [Posiva 2009a, 3]. Jatkamalla nykyisellä polttoainekierrolla kerääntyneen käytetyn polttoaineen määrä vuonna 2100 olisi 11900 tonnia ja vuonna 2150 noin 17300 tonnia. Korvaamalla puolet ydinvoimakapasiteetista nopeilla reaktoreilla voitaisiin kerääntyneen käytetyn polttoaineen määrää vähentää vuoteen 2100 mennessä noin 11200 tonniin ja vuoteen 2150 mennessä 14900 tonniin. Korvaamalla kaikki termiset reaktorit nopeilla vuosien 2074-2090 välillä (kuvassa versio neljä) vähentäisi kerääntyneen käytetyn polttoaineen määrää vuoteen 2100 mennessä 10800 tonniin ja vuoteen 2150 mennessä 12700 tonniin.

Voimassa olevien periaatepäätösten mukaisesti Olkiluodon loppusijoitustiloihin on tällä hetkellä lupa loppusijoittaa 9000 tonnia käytettyä polttoainetta [Valtioneuvosto 2010d, 8]. Kuvan mukaan se riittäisi kattamaan noin vuoteen 2075 mennessä synty-

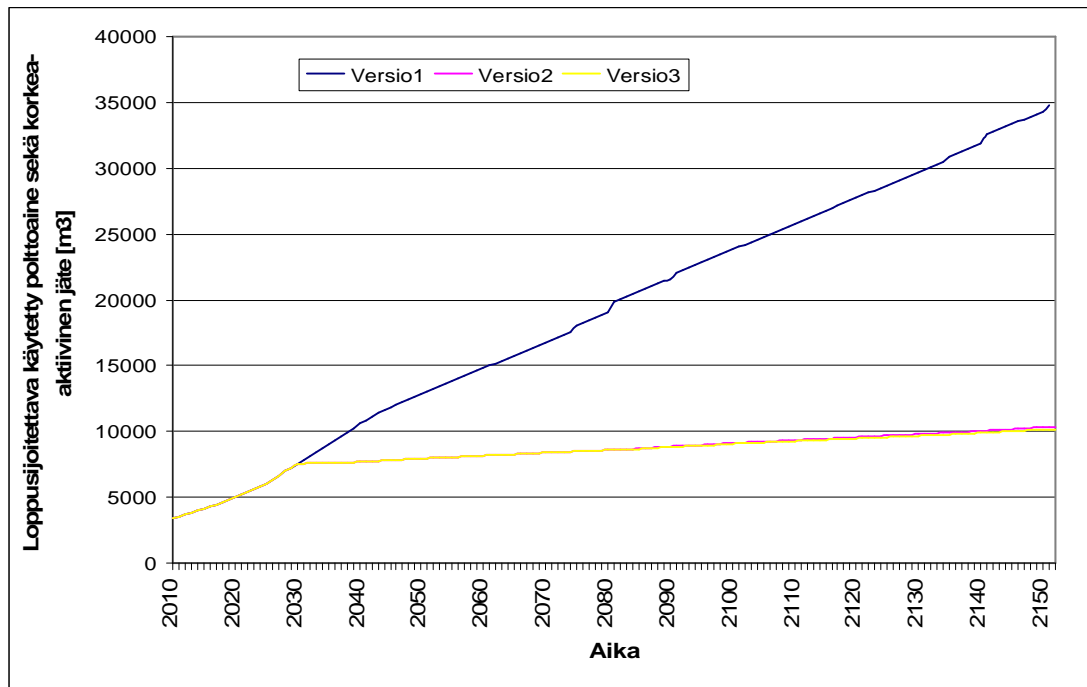
neen käytetyn polttoaineen määrän. Lisäksi Posiva haki hyväksyttävää periaatepäätöstä myös LO3-yksikön polttoaineelle, joka olisi nostanut Olkiluotoon loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen sallituksi määräksi 12000 tonnia. Tämä kapasiteetti riittäisi kattamaan vuoteen 2101 mennessä syntyneen käytetyn polttoaineen määrän, jos käytetty polttoaine loppusijoitettaisiin suoraan ilman jälleenkäsittelyä. Siirtymällä nopeisiin reaktoreihin vuosina 2074-2090 syntyvän käytetyn polttoaineen määrää voitaisiin vähentää ja edelleen lisätä loppusijoitustilojen riittävyyttä.



Kuva 36. Syntyvän käytetyn polttoaineen määrä Suomen ydinsähkön tuotannossa. Versio neljä kuvaa tässä tapauksessa tilannetta, jossa kaikki vuosina 2074-2090 rakennettavat voimalaitosyksiköt ovat nopeita reaktoreita.

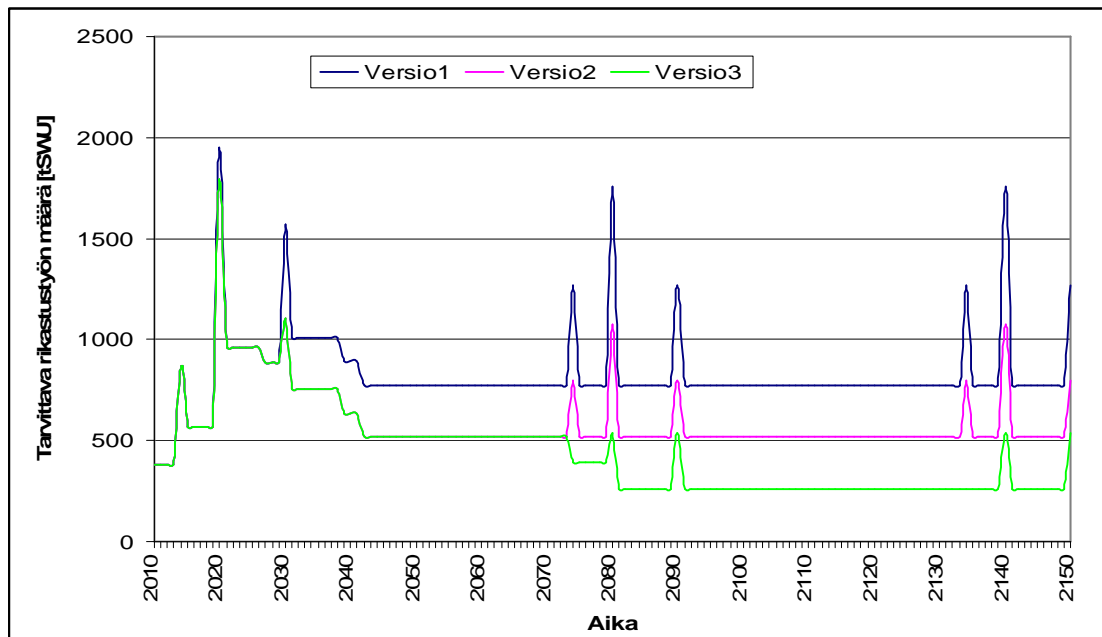
Kuvassa 37 on esitetty loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen sekä korkea-aktiivisen jätteen määrät tilavuuksina ajan suhteen. Kokonaisina polttoaine-elementteinä loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen tilavuutena on käytetty $2 \text{ m}^3/\text{t}$, kun taas korkea-aktiivisen jätteen tapauksessa yhden $51,15 \text{ kg}$ fissiotuotteita ja sivuaktinideja sisältävän jätkekanisterin tilavuutena on käytetty $0,18 \text{ m}^3$ [NEA 2002, 214]. Kuvasta nähdään, että jatkamalla nykyisellä polttoainekierrolla vuoteen 2100 mennessä kerääntyneen käytetyn polttoaineen tarvitsema tilavuus on noin 23800 m^3 ja vuoteen mennessä 34700 m^3 . Jos syntyvä käytetty polttoaine jälleenkäsitellään vuodesta 2030 eteenpäin, voidaan loppusijoitettavan jätteen tilavuutta merkittävästi pienentää. Vuoteen 2100 kertyneen loppusijoitettavan jätteen tilavuus olisi jälleenkäsittelyn tapauksessa 9100

m^3 , joka olisi vain noin 38 % siitä tilavuudesta mikä tarvitaan kokonaisten polttoaine-elementtien loppusijoittamiseen. Vuoteen 2150 mennessä loppusijoitettava tilavuus olisi 10200 m^3 , mikä on 29 % kokonaisina loppusijoitettavien polttoaine-elementtien tilavuudesta.



Kuva 37. Loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen määrät tilavuutena.

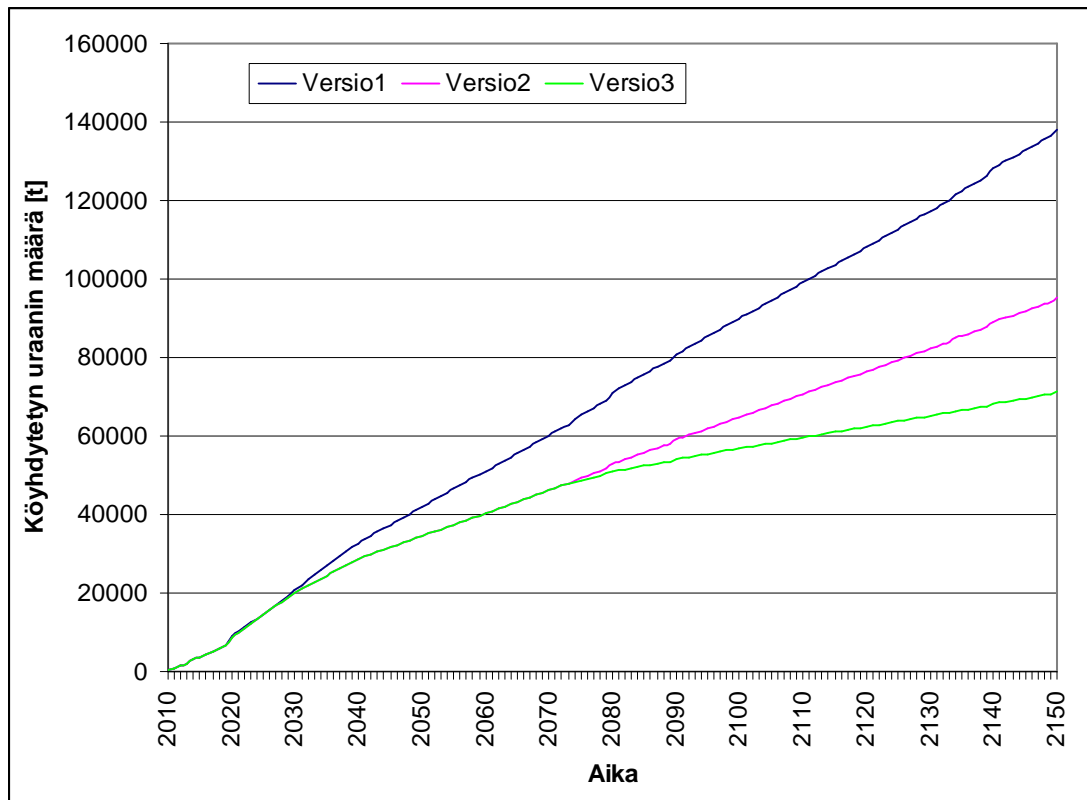
Kuvassa 38 on edelleen esitetty tarvittava rikastustyön määrä eri vuosina. Tarvittava rikastustyö pysyy eri versioissa suurin piirtein samana vuoteen 2030 asti, kunnes UO_2 -polttoainetta aletaan korvata versioissa kaksi ja kolme MOX-polttoaineella. Versiossa kolme tarvittava rikastustyön määrä putoaa edelleen nopeiden reaktoreiden käyttöönoton myötä vuosina 2074 ja 2080. Piikit kuvassa 38 johtuu uuden reaktorin alkulatauksesta, jolloin sydämen kaikki polttoaineet ladataan tuoreina.



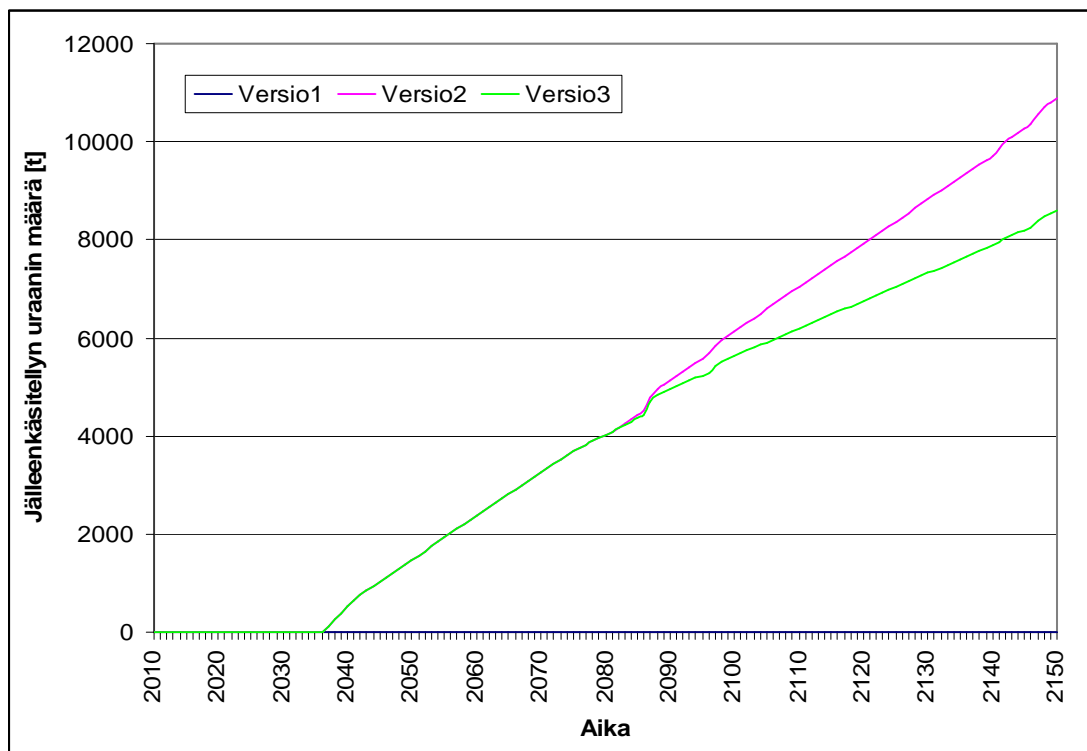
Kuva 39. Tarvittava rikastustyön määrä polttoaineen valmistuksessa vuotta kohti Suomen eri polttoainekiertoversioissa.

Kuvassa 39 on esitetty rikastuksessa syntyvän köyhdytetyn uraanin määrä eri versioissa. Rikastuksessa syntyvän köyhdytetyn uraanin määrä seuraa rikastustyön määrää. Polttoaineen korvaaminen MOX-polttoaineella sekä siirtyminen MOX-polttoainetta käyttäviin nopeisiin reaktoreihin vähentävät köyhdytetyn uraanin määrän kasvua, kun MOX-polttoaineen uraanina käytetään köyhdytetyn uraanin varastoja.

Kuvassa 40 on esitetty jälleenkäsittelyssä syntyvän jälleenkäsitellyn uraanin määrät eri versioissa. Versiossa yksi käytetyn polttoaineen uraani loppusijoitetaan suoraan polttoaine-elementtien mukana, joten köyhdytettyä uraania ei erikseen varastoida. Versioissa kaksi ja kolme jälleenkäsittelyssä erotetun uraanin määrä lisääntyy tasaisesti vuoden 2030 jälkeen. Ottamalla nopeat reaktorit käyttöön version kolme tapauksessa vuosina 2074 ja 2080 voidaan jälleenkäsitellyn uraanin varastoimistarvetta vähentää.

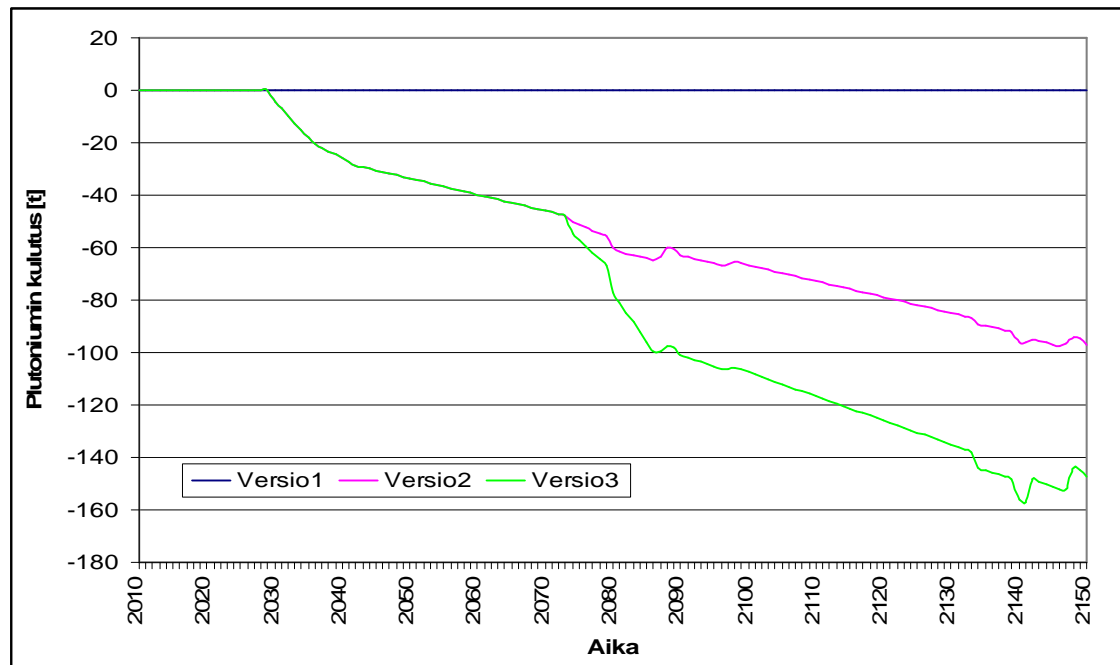


Kuva 39. Uraanin rikastuksessa syntyneen köyhdytetyn uraanin määrä eri polttoainekierto-versioissa.



Kuva 40. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyssä erotetun uraanin määrä Suomen eri polttoainekierto-versioissa.

Versiossa yksi ei käytetä MOX-polttoainetta, joten polttoaineen valmistuksessa ei myöskään tarvita plutoniumia. Versioissa kaksi ja kolme plutoniumia tarvitaan vuodesta 2030 eteenpäin, kun kolmannes kevytvesireaktoreiden polttoaineesta korvataan MOX-polttoaineella. Vuosittain polttoaineen jälleenkäsittelystä talteen saatava plutonium ei riitä kattamaan vuosittaista MOX-polttoaineen valmistuksessa tarvittavaa plutoniumin määrää, joten polttoainekiertoon täytyy saada plutoniumia jostain muualta. Kuvasta 41 nähdään, että plutoniumin kulutus lähtee jyrkästi liikkeelle vuodesta 2030, mutta tasoittuu hieman vuodesta 2037 eteenpäin, kun ensimmäiset polttoaine-elementit ovat jäähtytyksen jälkeen jälleenkäsitelty. Plutoniumin tarve lisääntyy entisestään nopeiden reaktoreiden käyttöönoton myötä ja vuoteen 2150 mennessä kokonaistarve on ollut yhteensä jo noin 150 tonnia plutoniumia. Tarvittava plutonium polttoainekierto voidaan saada esimerkiksi ydinaseista tai hyötöreaktorioiden tuottamasta ylimääräisestä plutoniumista. Eräs skenaario voisi esimerkiksi olla, että Suomi kuuluisi johonkin usean maan yhteiseen polttoainekierto, jossa tarvittavat polttoainekierto-prosessit on keskitetty ja reaktorikapasiteetti on optimoitu usean valtion kesken.



Kuva 41. MOX-polttoaineen valmistuksessa tarvittavan plutoniumin kulutus Suomen eri polttoainekierto-versioissa. Tarvittavasta plutoniumin määrästä on vähennetty käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelystä saatava plutonium.

8.5 Taloudellinen tarkastelu

Edellä luvussa seitsemän polttoainekiertojen kustannukset laskettiin tasapainotilassa, siten, että kaikkien polttoaineprosessien väliset massavirrat olivat saavuttaneet jo tasapainon, eikä vuosittaisia vaihteluita otettu huomioon. Tässä tapauksessa on tarkoitus laskea polttoainekierron kustannukset dynaamisessa tapauksessa eli massavirrat polttoainekiertojen välillä vaihtelevat vuosittain. Vastaavanlaisia laskelmia ja laskentametodien käyttöä on tehty ja esitelty muun muassa lähteissä [De Roo et al. 2009], [Silva 2008] ja [GIF 2007]. Näitä lähteitä on käytetty myös apuna tämän laskelman tekemisessä. Muun muassa laskelmassa käytetyt yhtälöt on pääosin otettu GIF:n raportista *Cost Estimating Guidelines for Generation IV Nuclear Energy Systems* [GIF 2007].

8.5.1 Laskenta

Eri versioiden kokonaiskustannukset tuotettua sähköenergian määrää kohti on laskettu yhtälön (4) [GIF 2007, 97] avulla, jossa ydinsähkön kokonaiskustannukset on jaettu reaktorin investointikustannuksiin I , polttoainekierron kustannuksiin PA sekä reaktorin käytön aikaisiin k&k-kustannuksiin KK . Näille kustannuskomponenteille on laskettu vuosittaiset arvot yli koko tarkasteluajan, jotka on edelleen diskontattu tarkasteluhetkeen kuoletuskertoimen avulla. Korkokantana r on kaikissa laskuissa käytetty 5 %. Reaktoreissa tuotetun vuosittaisen sähköenergian määrän oletetaan pysyvän laskelmissa vakiona koko reaktorin eliniän ajan.

$$K_{kok} = \frac{\sum [(I_t + PA_t + KK_t) \cdot (1+r)^{-t}]}{\sum [E_t \cdot (1+r)^{-t}]} \quad (4)$$

K_{kok}	kustannukset tuotettua sähköenergiaa kohti [€/MWh]
I_t	investointikustannukset vuonna t [€]
PA_t	polttoainekierron kustannukset vuonna t [€]
KK_t	voimalaitoksen k&k-kustannukset vuonna t [€]
E_t	tuotetun sähköenergian määrä vuonna t [MWh]

r	korkokanta [-]
t	tarkasteltava aika vuosina [a]

Tarkasteluhetkenä laskelmissa pidetään vuotta 2010 ja tarkasteluaika ulottuu vuodesta 2010 loppusijoituksen osalta jopa vuoteen 2209. Viimeiset kustannuslaskelmissa mukana olevat reaktoriyksiköt ovat OL5-6, FE2 sekä LO4, jotka suljetaan 60 vuoden käytön jälkeen vuosina 2134-2150 (katso liite V). Tämän jälkeen kustannuksia aiheuttaa enää kerääntyneen käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen loppusijoitus. Pitkä tarkasteluaika aiheuttaa väistämättä laskelmiin epävarmuutta, joten laskelmaa on parempi hyödyntää enemmän vertailumielessä kuin absoluuttisena tuloksena. Nykyisin toiminnassa olevat reaktorit on jätetty kustannusten ulkopuolelle, koska niiden kustannukset ovat mahdollisesti jo osittain maksettu ja ne pysyvät muuttumattomina kaikissa tarkastelluissa versioissa.

Investointikustannukset

Reaktorin kokonaisinvestointikustannukset I_{tot} sisältävät sekä suorat investointikustannukset I_{suorat} (eli kustannukset, jotka syntyisivät, jos reaktori rakennettaisiin valmiiksi yhdessä yössä) että investoinnista rakennusaikana syntyvät korot I_{korot} . Kokonaisinvestointikustannus on laskettu yksinkertaisesti näiden tekijöiden summana (yhtälö 5).

$$I_{tot} = I_{suorat} + I_{korot} \quad (5)$$

I_{tot}	kokonaisinvestointikustannukset [€]
I_{suorat}	suorat investointikustannukset [€]
I_{korot}	rakennusvaiheesta aiheutuvat korot investoinnille [€]

Investoinnin rakennusvaiheen korkojen laskentayhtälö on esitetty alla (yhtälö 6) [GIF 2007, 77]. Kaikille reaktoreille rakennusvaiheen kestoksi on oletettu viisi vuotta, joten käyttöönottovuosi t_{ko} on tässä tapauksessa kuudes vuosi rakentamisen alusta. Vuositainen investoinnin tarve IR_t rakennusaikana on määritetty taulukon 12 osuuksien sekä suorien investointikustannuksien I_{suorat} tulona. Olkiluodon kolmannelle yksikölle on oletettu sama kustannus kuin muille reaktoreille, vaikka todellisuudessa reaktorin rakentaminen on viivästynyt ja kustannukset ovat kasvaneet.

$$I_{korot} = \sum_{t=1}^{t=t_{ko}} IR_t \cdot [(1+r)^{t_{ko}-t} - 1] \quad (6)$$

I_{korot}	investoinnista rakennusaikana kerääntyvät korot [€]
IR_t	vuosittainen investoinnin tarve rakennusaikana [€]
r	korkokanta [-]
t_{ko}	reaktorin käyttöönottovuosi rakentamisen alusta [-]
t	rakennusvuosi [-]

Taulukko 12. Investointikustannusten jakautuminen rakennusvuosille. [IEA/NEA 2005, 43]

Rakennusaika	1. vuosi	2. vuosi	3. vuosi	4. vuosi	5. vuosi
Osuus investoinnista	10 %	22 %	28 %	20 %	20 %

Kokonaisinvestointikustannukset on edelleen jaettu vuosittaisiksi investointikustannuksiksi reaktorien koko käyttöajalle yhtälön (7) [GIF 2007, 80] avulla.

$$I_t = I_{tot} \cdot \frac{r}{1 - (1+r)^{-L}} \quad (7)$$

L reaktorin kaupallinen pitoaika vuosissa

Taulukossa 13 on esitetty laskennassa käytetyt suorat investointikustannukset termiselle ja nopealle reaktorille. Termisen reaktorin suorat investointikustannuksena on käytetty IEA/NEA:n raportissa [2005, 50] käytettyä arviota Suomeen rakennettavan reaktorin suorista investointikustannuksista. Nopean reaktorin suorien investointikustannuksien on oletettu olevan noin 20 % suuremmat. Tämä arvio perustuu De Roon et al. [2009, 45-46] raporttiin, jossa oli vertailtu eri laskelmissa käytettyjä nopeiden reaktoreiden kustannusarvioita.

Taulukko 13. Termisen ja nopean reaktorin suorat investointikustannukset sekä kiinteät ja muuttuvat k&k-kustannukset vuoden 2009 euroissa.

Kustannuskomponentti	Kustannus	Lähde
Kevytvesireaktori		
Suorat investointikustannukset [€kW_e]	1657	[IEA/NEA 2005, 50]
Kiinteät k&k-kustannukset [$\text{€kW}_e\text{-a}$]	48	[INL 2009]
Muuttuvat k&k-kustannukset [€kWh_e]	0,0013	[INL 2009]
Nopea reaktori		
Suorat investointikustannukset [€kW_e]	2000	[De Roo et al 2009, 45-46]
Kiinteät k&k-kustannukset [$\text{€kW}_e\text{-a}$]	50	[INL 2009]
Muuttuvat k&k-kustannukset [€kWh_e]	0,0014	[INL 2009]

Reaktorin k&k-kustannukset

Reaktorin vuosittaiset k&k-kustannukset KK_t on määritetty yhtälön (8) avulla. Reaktorien k&k-kustannukset on tavallisesti ilmoitettu kiinteinä reaktorin tehon mukaan määräytyvinä sekä muuttuvina sähkön tuotannon mukaan määräytyvinä vuosittaisina kustannuksina. Edellä kuitenkin oletettiin, että reaktorien tuottama sähköenergian määrä pysyy tarkasteltavassa tapauksessa muuttumattomana eri vuosina, joten myös muuttuvat k&k-kustannukset pysyvät näin ollen kiinteinä vuosittaisina kustannuksina.

$$KK_t = KK_k \cdot P_t + KK_m \cdot E_t \quad (8)$$

KK_k kiinteät k&k-kustannukset [€kW_e]

KK_m muuttuvat k&k-kustannukset [€kWh_e]

P_t reaktorin sähköteho vuonna t [kW_e]

Sekä termisten että nopeiden reaktoreiden k&k-kustannuksina on tässä työssä käytetty INL:n arvoja (kts. taulukko 13), joita käytettiin myös luvun seitsemän arvioinnissa. Koska INL:n arvioimiin kiinteisiin k&k-kustannuksiin sisältyy myös reaktorin käytöstä poiston kustannukset, niiden erillistä arviointia ei ole tehty. INL:n arvio on lisäksi hyvin samansuuruinen verrattuna IEA/NEA:n [2005, 44] käyttämään arvioon (noin 49 €kW_e), joka erityisesti kuvaa Suomessa käytettävän reaktorin k&k-kustannuksia. De Roo et al. [2009, 19] arvioivat työssään nopean reaktorin k&k-kustannukset investoin-

tikustannuksien tavoin 20 % suuremmiksi, kun käytetyillä INL:n arvoilla ero on vain 4-5 %.

Polttoainekustannukset

Polttoainekustannuksien laskennassa on käytetty apuna edellä luvussa 8.4 esitettyjä NFCSS:llä laskettuja vuosittaisia polttoainekierron massavirtoja. Massavirtojen ja eri prosessien yksikköhintojen avulla kullekin prosessille on määritetty vuosittainen kustannus, joista edelleen on määritetty vuosittainen polttoainekustannus PA_t yhtälön (9) [GIF 2007, 83] avulla.

$$PA_t = \sum_i [M_i(t) \cdot H_i(t)] \quad (9)$$

$M_i(t)$	polttoainekierto-prosessin i käsittelemä materiaalivirta vuonna t [kg/a], [SWU/a]
$H_i(t)$	polttoainekierto-prosessin i yksikköhinta vuonna t [€/kg], [€/SWU]

Ajallisesti polttoainekierron läpikäyminen vaatii useita vuosia. Taulukossa 14 on esitetty eri polttoainekierto-prosesseille laskennassa käytetyt muutosajat (ahead time), jotka ilmaisevat missä vaiheessa kukin polttoainekierto-prosessi tapahtuu suhteessa polttoaineen energiantuottoon reaktorissa. Polttoainekierron alkuosan muutosajat on laskettu hetkestä, jolloin tuore polttoaine syötetään reaktoriin, ja polttoainekierron loppuosan muutosajat hetkestä, jolloin käytetty polttoaine poistetaan reaktorista. Esimerkiksi uraanin hankinnan on oletettu tapahtuvan kaksi vuotta ennen kuin tästä uraanista valmistettu tuore polttoaine syötetään reaktoriin. Käytettyä polttoainetta taas säilytetään viisi vuotta reaktorirakennuksen jäähdytysaltaassa, ennen kuin se siirretään pitkäaikaisvarastointiin erilliseen varastoon.

Polttoainekierto-prosessien yksikköhintoina on käytetty pääosin samoja INL:n raportin arvoja kuin edellä luvussa seitsemän (liite IV). Poikkeuksena on käytetyn polttoaineen loppusijoituksen sekä uraanin ja plutoniumin hankinnan yksikköhinnat. Käytetyn polttoaineen loppusijoituksen yksikköhintana on käytetty Suomen tilannetta paremmin

kuvaavaa Posivan arviota 525 €/kgU [Kukkola et al. 2005, 57], joka on kuitenkin hyvin samansuuruinen kuin INL:n arvioima loppusijoituskustannus (470 €/kgHM) [INL 2009, L-13].

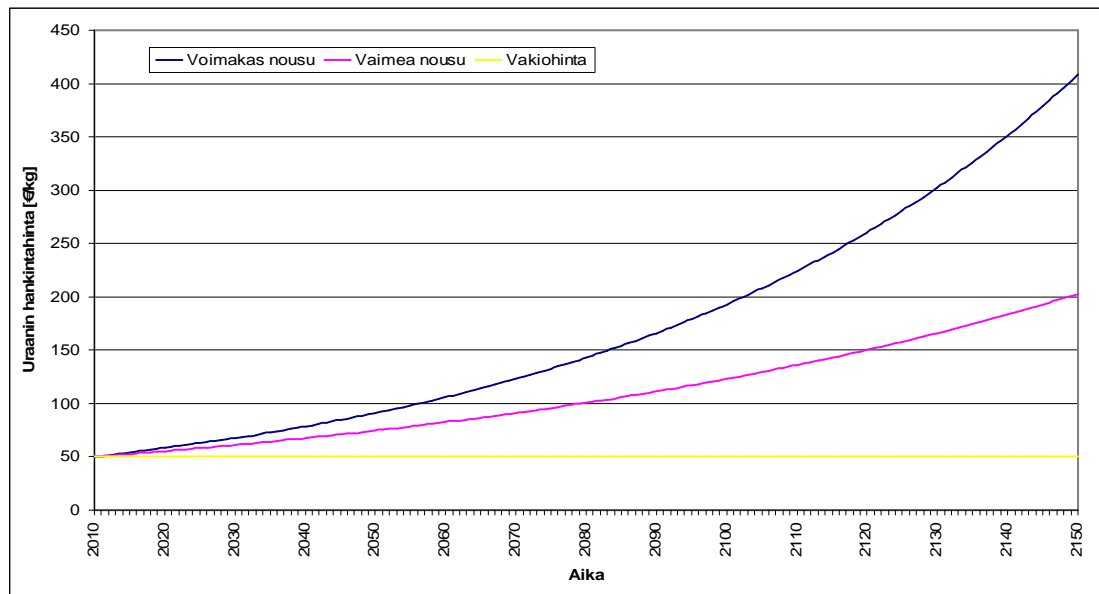
Taulukko 14. Eri polttoainekierto- ja valmistusprosessien muutosajat. Polttoaineen valmistusprosessien ajat on laskettu valmiin polttoaineen käyttöön otosta ja käytetyn polttoaineen käsittelyprosessit polttoaineen reaktorista poiston ajankohdasta.

Polttoainekierron alkuosa	Muutosajat [a]
Uraanin hankinta	+2
Konversio	+2
Polttoaineen rikastus	+1
Köyhdytetyn uraanin käsittely	+1
Polttoaineen valmistus	+1
Polttoainekierron loppuosa	
Pitkäaikaisvarastointi	-5
Jälleenkäsittely	UO ₂ : -6, MOX: -7
Loppusijoitus (HLW ja KPA)	-60

Plutoniumin hinta on laskelmissa määritetty käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyn kustannuksen ja käytetystä polttoaineesta saatavan plutoniummäärän suhteena. Jälleenkäsittelystä käytetystä polttoaineesta on kaksi kolmasosaa oletettu olevan kevytvesireaktorin UO₂-polttoainetta, jonka plutoniumin osuutena on käytetty NFCSS-ohjelmasta saatua arvoa 1,046 %, ja yksi kolmasosa kevytvesireaktorin MOX-polttoainetta, jonka plutoniumin osuutena on käytetty niin ikään NFCSS-ohjelmasta saatua arvoa 4,319 %. Näin ollen kilogrammasta käytettyä polttoainetta on oletettu saavan 21,35 grammaa plutoniumia. Kun jälleenkäsittelyn yksikköhintoina käytetään 800 €/t käytetylle UO₂-polttoaineelle ja 1600 €/t käytetylle MOX-polttoaineelle, saadaan plutoniumin hinnaksi 49,91 €/g. Hinnan arvioinnissa ei ole otettu huomioon kuinka useasti plutonium on kierrätetty reaktorissa (fissiilien plutoniumisotooppien osuus pienenee), eikä nopeiden reaktoreiden MOX-polttoaineista saatavaa suurempaa plutonium määrää. Saatua arvoa on noin kaksi kertaa suurempi kuin Silvonen et al. [2010] arvioima 25 €/gHM, mutta vain hiukan suurempi kuin Kazachkovskiin et al.

[1966, 558] termisille reaktoreille arvioima ~43 €/g (~9 \$/g vuoden 1966 dollareissa, mutta muutettu vuoden 2009 euroihin).

Uraanin hankintahintana on poikkeuksena muihin käytetty myös ajan suhteen muuttuvaa arvoa. Kuvassa 42 on esitetty kolme erilaista uraanin hankintahinnan kehitystä kuvaavaa käyrää. Vakiohinnan tapauksessa uraanin hankintahinta pysyy vakiona 50 €/kg:ssa koko tarkastelujakson ajan. Vaimeassa ja voimakkaassa nousussa uraanin hankintahinnan oletetaan nousevan eksponentiaalisesti koko tarkastelujakson ajan. Vaimeassa nousussa uraanin hankintahinnan oletetaan nousevan 200 €/kg vuoteen 2150 mennessä ja voimakkaassa nousussa 400 €/kg vuoteen 2150 mennessä.

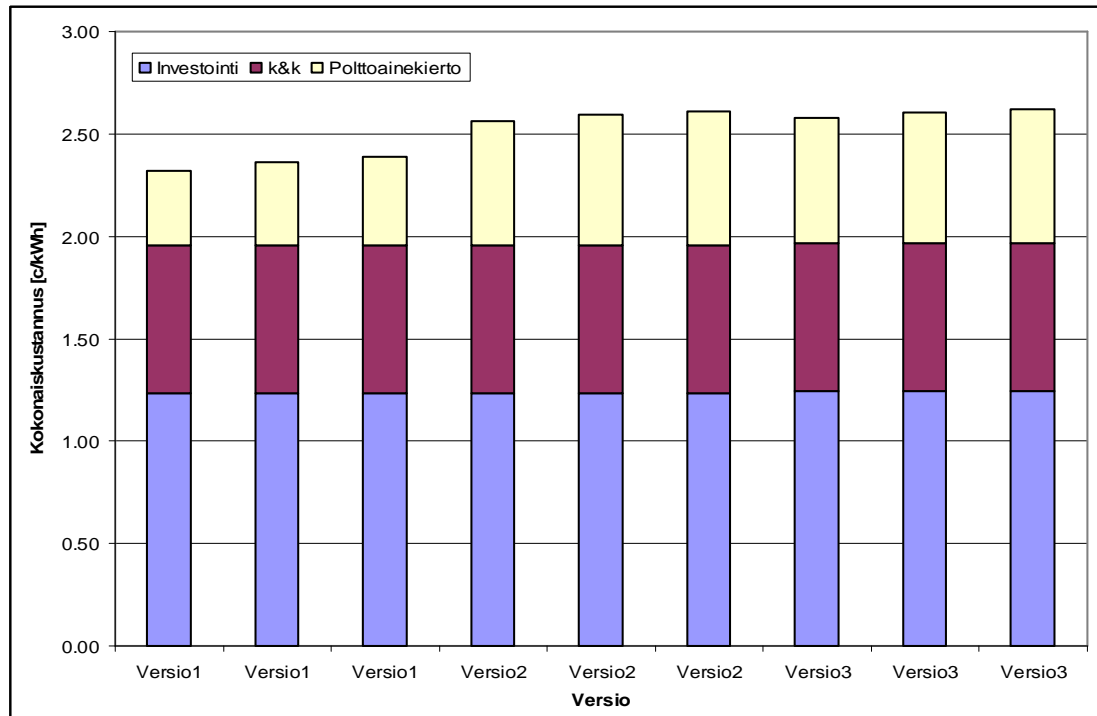


Kuva 42. Uraanin hankintahinnan muutos ajan suhteen.

8.5.2 Tulokset

Kuvassa 43 on esitetty ydinvoimalla tuotetun sähkön kokonaiskustannukset kullekin eri versiolle erilaisilla uraanin hintakehityksillä. Investoinnin sekä k&k-kustannuksien ero eri versioiden välillä ei ole merkittävä. Versiossa kolme, jossa noin 50 % Suomen voimalaitoskapasiteetista muutetaan tuotettavaksi nopeilla reaktoreilla vuosina 2074 ja 2080, on investointi- ja k&k-kustannuksien määrä vähän versioita yksi ja kaksi suurempi, mutta ero jää suhteellisen merkityksettömäksi johtuen osaltaan nopeiden reakt-

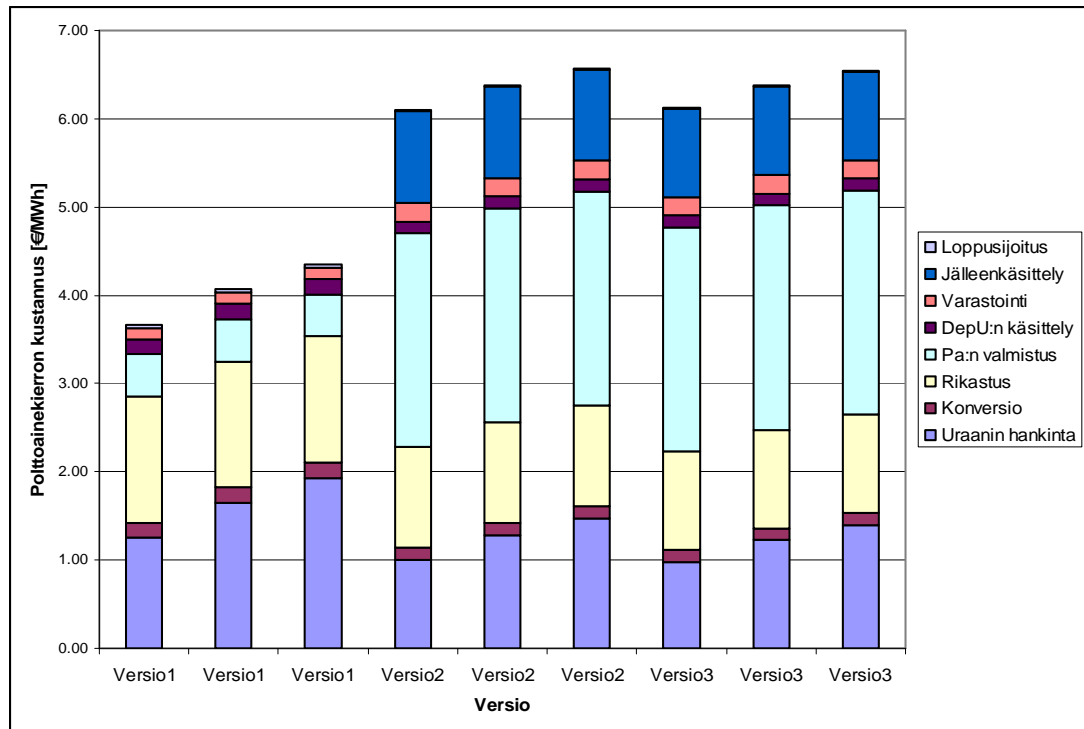
toireiden myöhäisestä käyttöönotosta (diskonttauksen vuoksi). Kustannusero eri versioiden välillä syntyykin pääosin polttoainekierron kustannuksien vuoksi, jotka ovat versioilla kaksi ja kolme kuitenkin selvästi versiota yksi suuremmat.



Kuva 43. Ydinvoiman tuotantokustannukset tuotettua sähköenergian määrää kohti uraanin eri hintakehityksillä. Lisäksi kuvaajassa on esitetty investoinnin, käyttö- ja kunnossapidon sekä polttoainekierron kustannuksien osuudet kokonaiskustannuksista. Vaaka-akselilla jokaisen version vasen kustannuspylväs on laskettu uraanin tasahinnalla, keskimääräinen uraanin nousevalla hinnalla ja oikeanpuoleinen uraanin voimakkaasti nousevalla hinnalla.

Sähkön hinnaksi versiolle yksi saatiin 2,32-2,39 c/kWh riippuen uraanin hintakehityksestä. Versioilla kaksi sähkön hinnaksi arvioitiin 2,56-2,61 c/kWh ja versioilla kolme 2,58-2,62 c/kWh. Uraanin hinnanmuutoksen merkitys oli odotetusti suurin versiossa yksi, mutta jäi vaikutuksiltaan kuitenkin melko merkityksettömäksi kokonaiskustannuksia tarkastellessa. Vertailun vuoksi IEA/NEA:n raportissa [2005, 51-52] Suomessa tuotetun ydinsähkön hinnaksi nykyisellä polttoainekierrolla ja 5 % korkokannalla on arvioitu 2.31 c/kWh, mikä on hyvin lähellä version yksi tulosta. Kun diskonttauskorkea nostettiin 10 %, nousi kustannusarvio 3,54 c/kWh. [IEA/NEA 2005, 51-52]

Kuvassa 44 on esitetty eri versioiden lasketut polttoainekierrosta aiheutuvat kustannukset uraanin erilaisilla hintakehityksillä. Uraanin tasahinnalla versioiden kaksi ja kolme polttoainekierto-kustannukset nousevat versioon yksi verrattuna noin 66-67 %. Ero pienenee jonkin verran uraanin hankintahinnan kasvaessa, mutta jää voimakkaal-lakin kasvulla vielä noin puolitoista kertaa suuremmaksi.

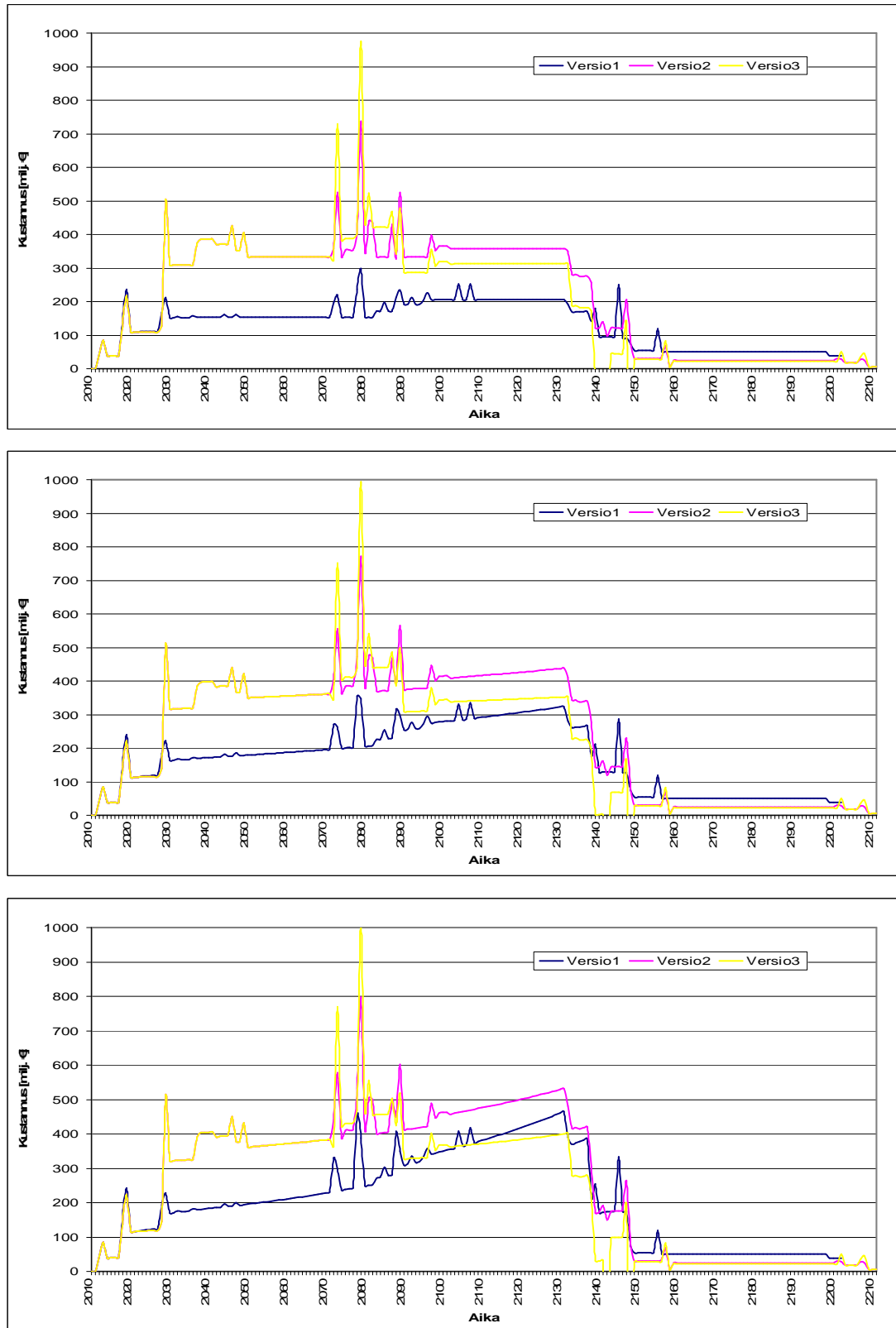


Kuva 44. Polttoainekierto-kustannukset tuotettua sähköenergiaa kohti uraanin eri hintakehityksillä. Kokonaiskustannukset on lisäksi jaettu eri polttoainekierto-prosessien kustannuksien suhteen. Vaaka-akselilla jokaisen version vasen kustannuspylväs on laskettu uraanin tasahinnalla, keskimäinen uraanin nousevalla hinnalla ja oikeanpuoleinen uraanin voimakkaasti nousevalla hinnalla.

Versioilla yksi polttoainekierron suurimmat kustannustekijät ovat uraanin hankinta ja uraanin rikastus, jotka aiheuttavat kustannuksista noin 73-77 % uraanin hankintahinnasta riippuen. Versioilla kaksi ja kolme polttoaineen valmistus aiheuttaa kustannuksista noin 40 % ja uraanin hankinta, rikastus sekä käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely yhteensä noin 51-56 %. Loppusijoituksesta aiheutuvat kustannukset sijoittuvat tarkasteluajan loppupuolelle, joten kustannusvaikutukset jäävät diskonttauksen vuoksi pieniksi.

Kuvassa 45 on esitetty kuvasarjan avulla polttoainekierron vuosittaisten kustannuksien muutos uraanin hankintahinnan vaikutuksesta. Ylimmässä kuvaajassa on esitetty vuosittaiset kustannukset uraanin hankintahinnan pysyessä vakiona. Kuvasta nähdään, että vuoteen 2030 asti polttoainekustannukset pysyvät suurin piirtein samansuuruisina. Tämän jälkeen polttoainekustannukset versioilla kaksi ja kolme kasvavat MOX-polttoaineen käytön ja käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyn myötä yli kaksinkertaisiksi. Kustannusero tasoittuu hiukan vuoden 2080 jälkeen loppusijoituksen aloittamisen seurauksena. Vuosina 2134-2150 välillä kustannukset laskevat sitä mukaa, kun reaktoreita ajetaan alas. Version kolme kustannukset menevät hetkittäin sulkemisien yhteydessä miinuksien puolelle johtuen käytetyn polttoaineen plutoniumista saatavasta korvauksesta. Vuodesta 2150 eteenpäin kaiken ydinvoimakapasiteetin oletetaan olevan suljettu (todellisuudessa mahdollisesti uudet reaktoriyksiköt tai uudet korvaavat energiamuodot jatkavat tuotantoa) ja kustannukset syntyvät käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen loppusijoituksesta sekä varastoinnista. Nämä kustannukset ovat kuitenkin suhteellisesti paljon pienempiä kuin reaktorin käytön aikaiset vuosittaiset kustannukset. Kuvaajissa olevat piikit kuvaavat reaktorien alkulatauksen yhteydessä tarvittavaa normaalia suurempaa tuoreen polttoaineen määrää tai reaktorin sulkemisen yhteydessä syntyvää normaalia suurempaa käytetyn polttoaineen määrää. Esimerkiksi version kolme korkea piikki vuonna 2080 kuvaa yhden nopean reaktorin alkulatauksen ja yhden termisen reaktorin alkulatauksen piikkiä. Piikki on tavallista korkeampi, koska tarvittava vuosittainen MOX-polttoaineen määrä on suurin.

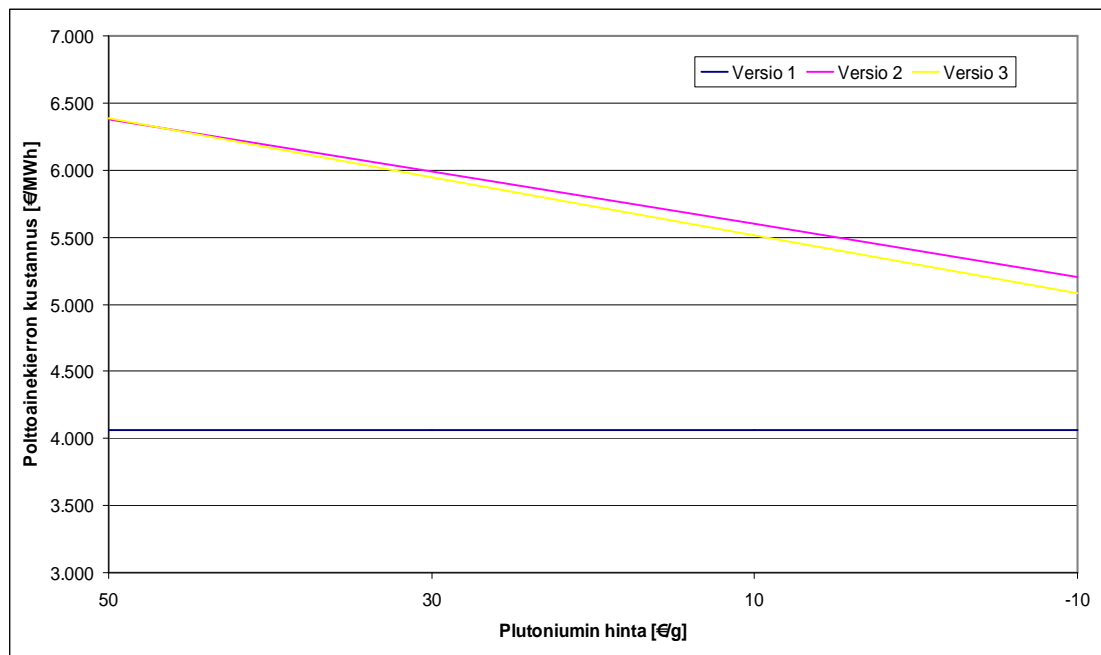
Kuvasarjan keskimäinen kuva esittää vuosittaisia polttoainekierto-kustannuksia vai-mealla uraanin hintakehityksellä ja alin kuva vuosittaisia polttoainekierto-kustannuksia voimakkaalla uraanin hintakehityksellä. Suurin vaikutus hankintahinnan nousulla on odotetusti versioon yksi, jonka vuosittaisten polttoainekierron kustannukset kasvavat jyrkimmin. Versioon kolme uraanin hinnan vaikutus on pienin johtuen nopeista reaktoreista. Version kolme vuosittaiset polttoainekierto-kustannukset pienenevät vuosien 2074-2080 tienoilla nopeiden reaktoreiden käyttöönoton myötä. Vaimea uraanin hankintahinnan nousu ei vielä riitä nostamaan version yksi kustannuksia versioiden kaksi ja kolme ohi. Voimakkaalla nousulla version yksi polttoainekierron kustannukset nousevat kuitenkin kolmannen version ohi vuosien 2090-2110 välillä. Version kaksi polttoainekierto-kustannukset pysyvät keskimäärin kaikkein suurimpina.



Kuva 45. Kuvasarja uraanin hankintahinnan vaikutuksesta vuosittaisiin polttoainekierto-kustannuksiin. Ylin kuva esittää kustannuksia uraanin vakiohankintahinnalla, keskimmäinen uraanin vaimeasti nousevalla hankintahinnalla ja alin kuva uraanin voimakkaasti nousevalla hankintahinnalla.

8.5.3 Herkkyystarkastelu

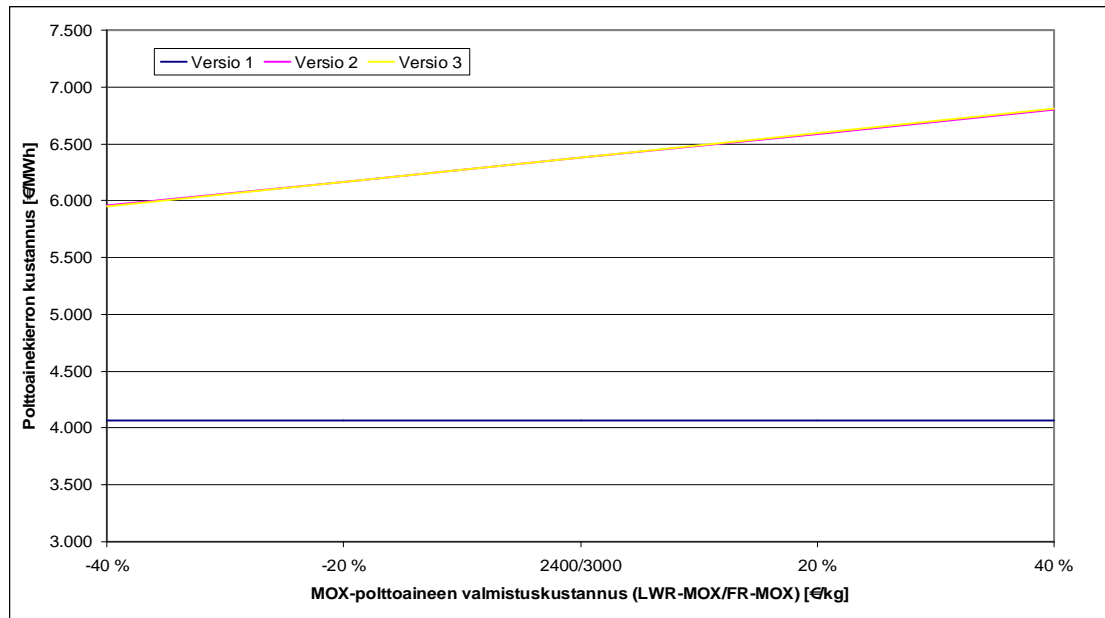
Plutoniumin hintana käytettiin tämän työn laskelmissa 50 €/g eli 50000 €/kg. Tämä arvioitiin käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelykustannuksen ja käytetyssä polttoaineessa olevan plutonium määrän suhteena. Kuvassa 46 on esitetty eri versioiden polttoainekierto-kustannuksia eri plutoniumin hinnoilla. Kuvan perusteella versioiden kaksi ja kolme polttoainekierto-kustannukset eivät saavuta version yksi alempia kustannuksia, vaikka plutoniumin käytöstä ydinpolttoaineena alettaisiin maksaa korvauksia. Tämä voi tulla kysymykseen esimerkiksi siinä tapauksessa, jos käytöstä poistetuista ydinaseista ja käytetystä ydinpolttoaineesta kerääntyvät plutoniumvarastot alkavat olla liian suuret, eikä taloudellisesti kannattavaa käyttöä tälle plutoniumille löydy.



Kuva 46. Plutoniumin hinnan vaikutus eri versioiden polttoainekierto-kustannuksiin. Uraanin hintakehityksenä on pidetty vaimeaa nousua.

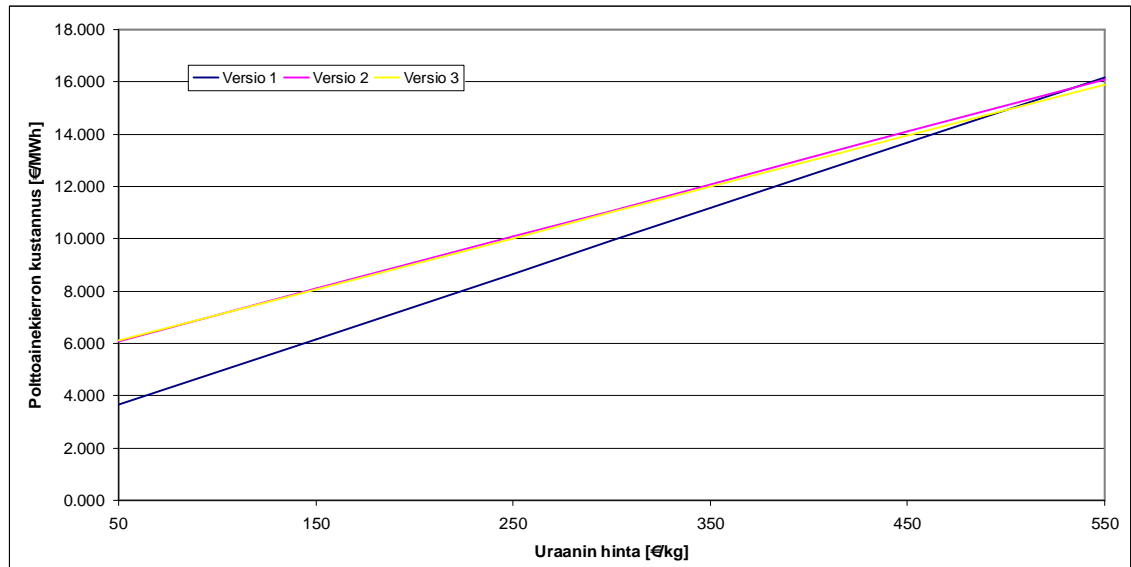
Kuvassa 47 on esitetty sekä termisen että nopean reaktorin MOX-polttoaineen valmistuskustannuksen vaikutus eri versioiden polttoainekierto-kustannuksiin. Kuvasta nähdään, ettei edes 40 % lisäys tai vähennys kustannuksissa vaikuta kovin merkittävästi eri versioiden kannattavuuteen suhteessa toisiinsa. Versio yksi pysyy selvästi kustan-

nuksien suhteen parhaimpana vaihtoehtona. Kuvaaja on hyvin samanlainen myös UO_2 - ja MOX-polttoaineen jälleenkäsittelykustannusten osalta.



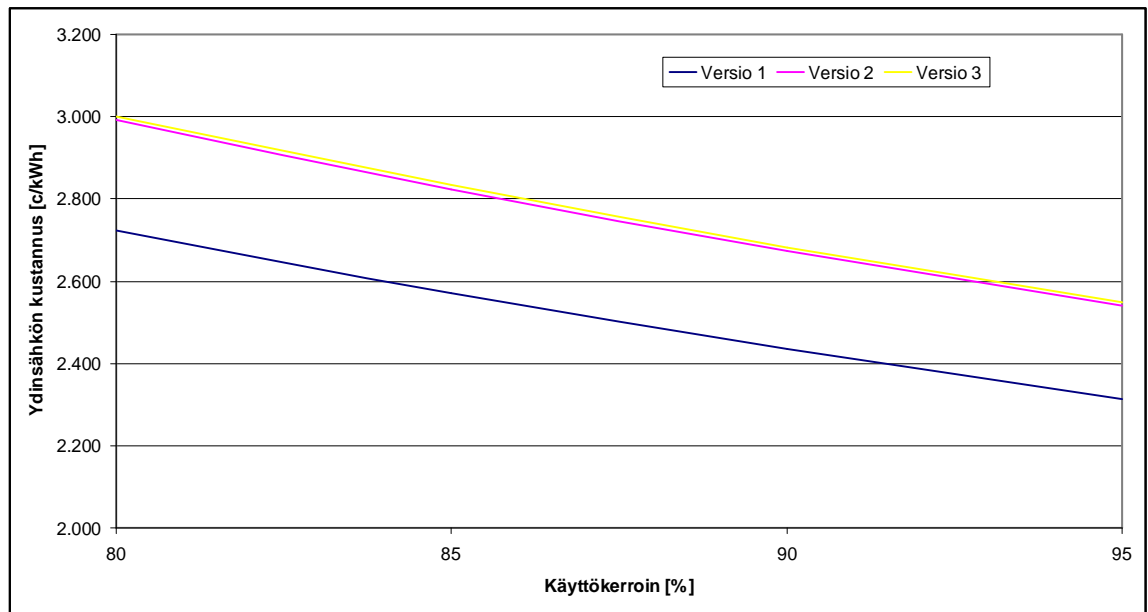
Kuva 47. MOX-polttoaineen valmistuskustannuksen vaikutus eri versioiden polttoainekierto-kustannuksiin. Uraanin hintakehityksenä on pidetty vaimeaa nousua.

Edellä luvussa seitsemän kehittyneempien polttoainekiertojen arvioitiin tulevan kannattaviksi, kun uraanin hankintahinta nousi noin 500 €/kg. Kuvassa 48 on esitetty uraanin hankintahinnan vaikutus Suomen eri polttoainekierto-versioihin ja tulos on hyvin samanlainen. Kaikkien versioiden polttoainekierto-kustannukset kasvavat voimakkaasti uraanin hinnan myötä ja noin 500 €/kg hintatasolla kaikkien versioiden polttoainekierto-kustannukset ovat suurin piirtein yhtä suuret. Polttoainekierron kustannukset ovat kuitenkin siinä tapauksessa jo kasvaneet noin neljä kertaa suuremmiksi version yksi osalta ja yli kaksi kertaa suuremmiksi versioiden kaksi ja kolme osalta.



Kuva 48. Uraanin hankintahinnan vaikutus eri versioiden polttoainekierron kustannuksiin. Kustannuksen on oletettu olevan tässä tapauksessa tasakustannus.

Käyttökertoimien alkuarvoina laskelmissa on käytetty nopealle reaktorille 90 % ja termiselle reaktorille 93 %. Kuvassa 49 on esitetty käyttökertoimen muutoksen vaikutus sähköenergian tuotannon kokonaiskustannuksiin. Vaikutus on suhteellisen suuri, joten pyrkimys reaktorin käytön maksimointiin on taloudellisesti hyvin kannattava tavoite.



Kuva 49. Käyttökertoimen vaikutus eri versioiden kokonaiskustannuksiin tuotettua sähköenergian määrää kohti. Uraanin hintakehityksenä on käytetty vaimeaa nousua.

8.6 Yhteenveto

Luvussa 8 arvioitiin kolmen erilaisen polttoainekiertoversion vaikutuksia Suomen mit-takaavassa. Versiossa yksi polttoainekierron oletettiin pysyvän nykyisen kaltaisena avoimena polttoainekiertona. Versiossa kaksi polttoainekierron oletettiin pysyvän avoimena vuoteen 2030 asti, minkä jälkeen käytetty polttoaine jälleenkäsiteltäisiin ja kolmannes termisten reaktoreiden polttoaineesta korvattaisiin MOX-polttoaineella. Version kolme oletettiin olevan muuten samanlainen kuin versio kaksi, mutta vuosina 2074 ja 2080 puolet termisten reaktoreiden kapasiteetista korvattaisiin nopeilla reaktoreilla. Polttoaineen palamaa nostettiin kaikissa versioissa vuodesta 2020 eteenpäin.

Uraanin kulutukseksi arvioitiin nykyisen kaltaisella polttoainekierrolla noin 100 tuhatta tonnia vuoteen 2100 mennessä ja 150 tuhatta tonnia vuoteen 2150 mennessä. Korvaamalla kolmannes voimalaitosten polttoaineesta MOX-polttoaineella vuodesta 2030 alkaen vähensi uraanin tarvetta noin 75 tuhanteen tonniin vuoteen 2100 mennessä ja noin 110 tuhanteen tonniin vuoteen 2150 mennessä. Korvaamalla puolet termisten reaktoreiden tehosta nopeilla reaktoreilla vuosina 2074 ja 2080 vähensi uraanin tarvetta edelleen 66 tuhanteen tonniin vuoteen 2100 mennessä ja 84 tuhanteen tonniin vuoteen 2150 mennessä.

Talvivaaran kaivoksilta saatavalla uraanilla voitaisiin kattaa 36 % Suomen uraanin tarpeesta kaivoksen oletettuun sulkemisajankohtaan mennessä (vuosi 2054), jos nykyinen avoin polttoainekierto säilyisi. Soklin kaivoksesta talteen otetulla uraanilla voitaisiin korvata noin 75 % kaivoksen oletettuun sulkemiseen mennessä, jos kaivoksen oletetaan tuottavan noin kaksinkertaisen määrän uraania Talvivaaran kaivokseen verrattuna (1000 t/a) ja uraanin talteenotto olisi toiminnassa vuosina 2020-2070. Yhteenlaskettuna Talvivaaran ja Soklin uraanintuotanto riittäisi kattamaan version yksi tapauksessa uraanin tarpeen vuoteen 2070 asti, version kaksi tapauksessa vuoteen 2089 asti ja version kolme tapauksessa vuoteen 2106 asti.

Kerääntyneen käytetyn polttoaineen määräksi arvioitiin nykyisen kaltaisella polttoainekierrolla noin 11900 tonnia vuoteen 2100 mennessä ja noin 17300 tonnia vuoteen 2150 mennessä. Korvaamalla puolet ydinvoimakapasiteetista nopeilla reaktoreilla vuosina 2074 ja 2080 vähentäisi kerääntyneen käytetyn polttoaineen määrää noin 6 % (11200 tonniin) vuoteen 2100 mennessä ja noin 14 % (14900 tonniin) vuoteen 2150 mennessä. Jos koko ydinvoimakapasiteetti korvattaisiin nopeilla reaktoreilla vuosien 2074-2090 välillä, vähentyisi kerääntyneen käytetyn polttoaineen määrä noin 9 % (10800 tonniin) vuoteen 2100 mennessä ja noin 27 % (12700 tonniin) vuoteen 2150 mennessä. Kerääntyneen käytetyn polttoaineen tilavuus nykyisen kaltaisella polttoainekierrolla olisi vuoteen 2100 mennessä noin 23800 m³ ja vuoteen 2150 mennessä noin 34700 m³. Jälleenkäsittelmällä käytetty polttoaine vuodesta 2030 eteenpäin sen tilavuus pienenesi noin 62 % (9100 m³) vuoteen 2100 mennessä ja noin 71 % (10200 m³) vuoteen 2150 mennessä.

Kustannuksien osalta erot eri versioiden välillä kohdistuivat pääosin polttoainekierrosta aiheutuviin kustannuksiin. Polttoainekierron kustannukset nousivat polttoaineen jälleenkäsittelyn ja MOX-polttoaineen käytön myötä noin 50-67 % suuremmiksi nykyiseen polttoainekiertoon verrattuna. Nopeiden reaktoreiden käyttöönotolla vuosina 2074 ja 2080 ei ollut kovin suurta lisävaikutusta. Investointi- ja k&k-kustannuksien erot olivat muutenkin eri versioiden välillä pienet, joten vaikutus kokonaiskustannuksiin jäi myös pieneksi. Versiolle yksi laskettiin ydinsähkön tuotantokustannukseksi 2,32-2,39 c/kWh (riippuen uraanin hintakehityksestä), versioille kaksi 2,56-2,61 c/kWh ja versiolle kolme 2,58-2,62 c/kWh. Uraanin hankintahinnan kasvun vaikutus oli odotetusti suurin versiolle yksi johtuen suuresta uraanin tarpeesta. Versioilla kaksi ja kolme uraanin hankintahinnan kasvun vaikutus väheni MOX-polttoaineen ja nopeiden reaktoreiden käytön myötä. Voimakkaasti kasvavalla uraanin hintakehityksellä version yksi vuosittaiset polttoainekiertokustannukset kasvoivat lopulta version kolme ohi vuosina 2090-2110.

9 YHTEENVETO

Työssä oli tarkoituksena vertailla ja arvioida eri polttoainekiertoja pääasiassa ympäristövaikutusten ja taloudellisuuden kannalta. Ympäristövaikutusten osalta merkittävimmät tarkastelukohdat olivat luonnonuraanin kulutus, syntyvän käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteet määrät, aktiivisuus ja lämmöntuotto sekä voimalaitosten ja polttoainekierron normaalikäytössä syntyvät nestemäiset ja kaasumaiset radioaktiiviset päästöt. Taloudellisuuden osalta eri polttoainekiertoja vertailtiin kokonaiskustannuksien sekä erikseen investointi- ja polttoainekierron kustannuksien kannalta. Yleisluonteisen arvioinnin lisäksi tarkasteltiin erilaisten polttoainekiertojen vaikutuksia myös Suomen mittakaavassa.

Työn yleisluonteiseen vertailuun valittiin mukaan viisi erilaista polttoainekiertoskenaariota, joista perusskenaariona pidettiin nykyisin pääosin käytössä olevaa avointa polttoainekiertoa, jossa käytetty polttoaine loppusijoitetaan suoraan ilman minkäänlaista jälleenkäsittelyä. Neljän erilaisen vertailuskenaarion pääpiirteet on esitetty alla olevassa listassa:

- Ensimmäinen vertailuskenaario: Polttoainekierto käsittää vain termisiä reaktoreita. Käytetty UO_2 -polttoaine jälleenkäsitellään ja siitä otetaan talteen uraani ja plutonium. Uraani varastoidaan ja plutonium kierrätetään kertaalleen MOX-polttoaineena termisessä reaktorissa, minkä jälkeen se loppusijoitetaan. Jälleenkäsittelyssä erotetut fissiotuotteet ja sivuaktinidit loppusijoitetaan korkea-aktiivisena jätteenä.
- Toinen vertailuskenaario: Polttoainekierto käsittää termisiä ja nopeita reaktoreita. Käytetty UO_2 - ja MOX-polttoaine jälleenkäsitellään ja siitä otetaan talteen uraani ja plutonium. Uraani varastoidaan ja plutonium kierrätetään nopean reaktorin MOX-polttoaineena. Käytettyä polttoainetta ei loppusijoiteta missään kierron vaiheessa. Jälleenkäsittelyssä erotetut fissiotuotteet ja sivuaktinidit loppusijoitetaan korkea-aktiivisena jätteenä.
- Kolmas vertailuskenaario: Muuten sama kuin toinen vertailuskenaario, mutta sivuaktinidit kierrätetään MOX-polttoaineen mukana nopeassa reaktorissa. Käytetystä polttoaineesta erotetut fissiotuotteet loppusijoitetaan korkea-aktiivisena jätteenä.

- Neljäs vertailuskenaario: Polttoainekierto käsittää vain nopeita reaktoreita, jotka käyttävät MOX-polttoainetta pääpolttoaineena ja köyhdytettyä urania vaippapolttoaineena. Molemmat polttoaineet jälleenkäsitellään ja talteen otettu plutonium sekä sivuaktinidit kierrätetään takaisin reaktoriin. Jälleenkäsittelyssä erotettu uraani varastoidaan ja fissiotuotteet loppusijoitetaan korkea-aktiivisena jätteenä.

Seuraavassa on esitetty lyhyesti työn tärkeimpiä tuloksia yhteenvedona edellä lueteltujen skenaarioiden vertailusta. Kattavammat yhteenvedot on esitetty kunkin asiaa käsittelevän luvun lopussa.

Luonnonuraanin kulutus väheni kaikilla vertailuskenaarioilla verrattuna perusskenaarioon. Skenaariolla yksi vähennys oli noin 10 % ja skenaarioilla kaksi ja kolme noin puolet. Skenaariolla neljä luonnonuraanin tarvetta ei ollut, koska kaikki polttoaine valmistettiin plutoniumista ja köyhdytetystä uraanista.

Myös loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen ja korkea-aktiivisen jätteen massa ja tilavuus olivat merkittävästi pienemmät vertailuskenaarioilla verrattuna perusskenaarioon. Skenaariolla yksi vähennys oli massan osalta noin 83 % ja tilavuuden osalta 79 %. Muilla vertailuskenaarioilla vähennys oli molemmissa tapauksissa noin 90 % tai sen yli. Loppusijoitettavan jätteen aktiivisuus ja lämmöntuotto eri skenaarioilla olivat hyvin samanlaiset ensimmäiset pari sataa vuotta. Tämän jälkeen eroa alkoi ilmetä, kun suurin osa lyhytikäisistä fissiotuotteista oli hajonnut ja aktinidit siirtyivät hallitsevaan rooliin. Skenaarioilla kolme ja neljä aktiivisuus ja lämmöntuotto olivat pienimmät, koska korkea-aktiivinen jäte ei sisältänyt ollenkaan aktinideja.

Luvussa kuusi vertailtiin eri polttoainekiertojen radioaktiivisia päästöjä elinkaarimallinnuksen avulla. Päästöt olivat suurimmat perusskenaariolla sekä ensimmäisellä vertailuskenaariolla. Skenaarioilla kaksi ja kolme päästöt olivat noin kolmasosan pienemmät ja skenaariolla neljä noin 85 % pienemmät. Perusskenaariossa ja vertailuskenaarioissa yksi, kaksi ja kolme suurimmat päästöt aiheutti uraanin louhinta ja uraanimalmin kemiallisen rikastuksen jätteet. Skenaarion neljä vähäiset päästöt johtuivat pääosin siitä, ettei uraaninlouhinta kuulunut polttoainekiertoon. Merkittävin yksittäinen päästönuklidi oli kaivostoiminnasta vapautuva radon.

Luvussa seitsemän vertailtiin eri polttoainekierto-skenaarioiden kustannuksia. Neljännen vertailuskenaarion kustannukset olivat suurimmat, noin 18 % perusskenaariota suuremmat. Ensimmäisen vertailuskenaarion kokonaiskustannukset olivat noin 3 % perusskenaariota suuremmat ja toisen ja kolmannen vertailuskenaarion kustannukset noin 9-10 % perusskenaariota suuremmat. Polttoainekierto-kustannuksissa erot eri skenaarioiden välillä olivat suurempia. Neljännen skenaarion polttoainekierto-kustannukset olivat suurimmat ja ne ylittivät perusskenaarion kustannukset noin 45 %. Ensimmäisen skenaarion polttoainekustannukset olivat noin 38 %, toisen skenaarion noin 27 % ja kolmannen skenaarion noin 31 % perusskenaariota suuremmat. Polttoainekierto-kustannusten osuus skenaarioiden kokonaiskustannuksista oli kuitenkin vain noin 10–20 %, riippuen siitä käytettiinkö kuoletuskertoimena 5 vai 10 %, joten vaikutukset skenaarioiden kokonaiskustannuksiin jäivät pieniksi. Uraanin hankintahinnan muutoksen vaikutus oli suurin avoimella polttoainekierrolla. Uraanin hinnan lähestyessä 500 €/kg alkoi kehittyneemmät polttoainekierrat tulla kannattaviksi suhteessa avoimeen kiertoon. Tämä hinta on noin kymmenkertainen nykyiseen uraanin hintatasoon verrattuna.

Luvussa kahdeksan arvioitiin kolmen erilaisen polttoainekierto-version vaikutuksia Suomen mittakaavassa. Versio yksi kuvasi nykyistä avointa polttoainekiertoa. Versiossa kaksi käytettyä polttoainetta alettiin jälleenkäsitellä vuodesta 2030 eteenpäin ja kolmannes UO_2 -polttoaineesta korvattiin MOX-polttoaineella. Versiossa kolme MOX-polttoaineen käytön ja jälleenkäsittelyn lisäksi puolet termisistä reaktoreista korvattiin nopeilla vuosina 2074 ja 2080.

Uraanin kulutus väheni tuloksien perusteella noin 25 % version kaksi tapauksessa ja 34 % version kolme tapauksessa vuoteen 2100 mennessä. Talvivaaran ja Soklin uraanintuotanto riittäisi yhteensä kattamaan nykyisen polttoainekierron tapauksessa uraanin tarpeen vuoteen 2070 asti. Yhdessä MOX-polttoaineen hyödyntämisen kanssa riittävyttä voitaisiin parantaa vuoteen 2089 asti ja ottamalla käyttöön nopeat reaktorit uraania riittäisi vuoteen 2106 asti.

Kerääntyneen käytetyn polttoaineen määräksi arvioitiin nykyisen kaltaisella polttoainekierrolla noin 11900 tonnia vuoteen 2100 mennessä. Korvaamalla puolet ydinvoi-

makapasiteetista nopeilla reaktoreilla vuosina 2074 ja 2080 vähentäisi kerääntyneen käytetyn polttoaineen määrää noin 6 % (11200 tonniin) vuoteen 2100 mennessä. Jos koko ydinvoimakapasiteetti korvattaisiin nopeilla reaktoreilla vuosien 2074-2090 välillä, vähentyisi kerääntyneen käytetyn polttoaineen määrä noin 9 % (10800 tonniin) vuoteen 2100 mennessä. Kerääntyneen käytetyn polttoaineen tilavuus nykyisen kaltaisella polttoainekierrolla olisi vuoteen 2100 mennessä noin 23800 m³ ja vuoteen 2150 mennessä noin 34700 m³. Jälleenkäsittelmällä käytetty polttoaine vuodesta 2030 eteenpäin sen tilavuus pienenesi noin 62 % (9100 m³) vuoteen 2100 mennessä ja noin 71 % (10200 m³) vuoteen 2150 mennessä.

Kustannuksien osalta erot eri versioiden välillä kohdistuivat pääosin polttoainekierrosta aiheutuviin kustannuksiin. Polttoainekierron kustannukset nousivat polttoaineen jälleenkäsittelyn ja MOX-polttoaineen käytön myötä noin 50-67 % suuremmiksi nykyiseen polttoainekiertoon verrattuna. Nopeiden reaktoreiden käyttöönotolla ei ollut kovin suurta lisävaikutusta. Kustannusero jäi kuitenkin pieneksi (noin 10 %) kokonaiskustannuksia tarkasteltaessa.

LÄHTEET

Anttila, M. 2010. Ydinpolttoainekiertojen analysointiohjelmat. [Verkkodokumentti]. [Viitattu: 23.3.2011] Tutkimusraportti VTT-R-01073-10. Valtion teknillinen tutkimuskeskus (VTT), 16.2.2010. 11 s.

Saatavissa: <http://www.vtt.fi/inf/julkaisut/muut/2010/VTT-R-01073-10.pdf>

AREVA. 2005. EPR-brochure. [e-document]. [Retrieved February 16, 2010]. European Pressurized Reactor (EPR). FRAMATOME ANP. Printed in France. Copyright FRAMATOME ANP – March 2005. 60 p.

From: http://www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/Brochure/BROCHURE_EPR_US_2.pdf

Bennett, R. & Bouchard, J. 2008. Generation IV Advanced Nuclear Energy Systems. Plant Maintenance & Advanced Reactor Issue. [Journal Article]. [Retrieved February 1, 2011]. Plant Journal, September-October 2008: Volume 26, No. 5. ISSN: 0892-2055. 4 p. From:

http://www.gen-4.org/PDFs/NPJ_Vol26_No5_Generation_IV_Bouchard_Bennett_Sep-Oct_2008.pdf

Cochran, Robert G. & Tsoufanidis, Nicholas. 1992. The Nuclear Fuel Cycle: Analysis and Management. American Nuclear Society (ANS). La Grange Park, Illinois USA. ANS Order Number: 350015. Printed in the United States of America. Second Printing 1992. 378 p. ISBN: 0-89448-452-4.

De Roo, G. & Parsons, J.E.. 2009. Nuclear Fuel Recycling, the Value of Separated Transuranics and the Levelized Cost of Electricity. [e-document]. [Retrieved March 16, 2011]. Center of Energy and Environment Policy Research (CEEPR). Massachusetts Institute of Technology (MIT). September 2009. A Joint Center of the Department of Economics, MIT Energy Initiative, and School of Management. 09-008. Research is a product of the MIT Nuclear Fuel Cycle Study. Financial support was provided by EPRI and Idaho National Laboratory. 60 p.

From: <http://web.mit.edu/mitei/docs/spotlights/nuclear-fuel-cycle-deroo.pdf>

ECB. 2011. Euro exchange rates USD. [In ECB www-pages]. [Retrieved January 23, 2011]. European Central Bank (ECB).

From: <http://www.ecb.int/stats/exchange/eurofxref/html/eurofxref-graph-usd.en.html>

EK & Energiateollisuus. 2009. Arvio Suomen sähkön kysynnästä vuonna 2030. [Verkkodokumentti]. [Viitattu: 6.3.2011]. Elinkeinoelämän keskusliitto (EK) ja Energiateollisuus ry. Lokakuu 2009.

Saatavissa: http://www.ek.fi/www/fi/tutkimukset_julkaisut/2009/Raportti_sahkoen_kysyntae_2030.pdf

Euratom 2008. Annual report 2008. [e-document]. Euratom Supply Agency. European Communities 2009. Printed in Belgium. 41 s. ISSN 0257-9138. ISBN 978-92-79-12561-4. doi: 10.2768/12175. From: <http://ec.europa.eu/euratom/ar/ar2008.pdf>

Fukuda et al. 2003. IAEA overview of global spent fuel storage. [Conference paper]. [Retrieved February 1, 2011]. Writers: K. Fukuda, W. Danker, J.S. Lee, A. Bonne, M.J. Crijns. IAEA-CN-102/60 Conference & Symposium Papers. Proceedings. International Conference held in Vienna, 2–6 June 2003 organized by the International Atomic Energy Agency (IAEA) in co-operation with the OECD Nuclear Energy Agency. IAEA-CSP-20. ISBN 92–0–109603–8. ISSN 1562–4153. Pages 3-11.

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/csp_020c/PDF/Print%20version.pdf

GIF. 2002. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. [e-document]. [Retrieved August 30, 2010]. December 2002. Generation IV International Forum (GIF). Issued by the U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum. GIF-002-00. 91 p. From: <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>

GIF. 2007. Cost Estimating Guidelines for Generation IV Nuclear Energy Systems. Revision 4.2. [e-document]. [Retrieved March 16, 2011]. Prepared by The Economic Modeling Working Group (EMWG) Of the Generation IV International Forum (GIF). September 26, 2007. Printed by the OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum. EMWG Guidelines. 181 p. GIF/EMWG/2007/004.

From: http://www.gen-4.org/Technology/horizontal/EMWG_Guidelines.pdf

GTK. 2010. Suomen uraanivarannot. [GTK:n www-sivuilla]. [Viitattu: 7.3.2011].
Geologinen tutkimuskeskus (GTK). Sivuja muokattu viimeksi 11.10.2010.
Saatavissa: <http://www.gsf.fi/luonnonvarat2/uraani/uraanivarat.html>

IAEA. 1996. Health and environmental aspects of nuclear fuel cycle facilities. [e-document]. [Retrieved February 16, 2010]. International Atomic Energy Agency (IAEA). IAEA, Vienna, 1996. Printed by the IAEA in Austria November 1996. 169 p. IAEA-TECDOC-918. ISSN 1011-4289.

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_918_web.pdf

IAEA. 2002a. Monitoring and Surveillance of Residues from the Mining and Milling of Uranium and Thorium. [e-document]. [Retrieved February 16, 2010]. International Atomic Energy Agency (IAEA). Safety Reports Series No. 27. Printed by the IAEA in Austria November 2002. 65 p. ISSN 1020-6450. STI/PUB/1146. ISBN 92-0-118802-1. From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1146_scr.pdf

IAEA. 2002b. Environmental aspects based on operational performance of nuclear fuel fabrication facilities. [e-document]. [Retrieved February 16, 2010]. International Atomic Energy Agency (IAEA). Printed by the IAEA in Austria July 2002. 71 p. IAEA-TECDOC-1306. ISBN 92-0-113102-X. ISSN 1011-4289.

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1306_web.pdf

IAEA. 2002c. Management of low and intermediate level radioactive wastes with regard to their chemical toxicity. [e-document]. [Retrieved March 4, 2011]. International Atomic Energy Agency (IAEA). Printed by the IAEA in Austria December 2002. 71 p. IAEA-TECDOC-1325. ISBN 92-0-119802-7. ISSN 1011-4289.

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1325_web.pdf

IAEA. 2005. Country Nuclear Fuel Cycle Profiles. Second Edition. [e-document]. [Retrieved February 15, 2011]. International Atomic Energy Agency (IAEA). Printed in IAEA 2005. Technical Reports Series No. 425. ISSN 0074-1914. ISBN 92-0-114803-8. From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS425_web.pdf

IAEA. 2006a. Fast Reactor Database: 2006 Update. [e-document]. [Retrieved February 16, 2010]. International Atomic Energy Agency (IAEA). Printed by the IAEA in Austria December 2006. 441 p. IAEA-TECDOC-1531. ISBN: 92-0-114206-4. ISSN: 1011-4289. From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1531_web.pdf

IAEA. 2006b. Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and Their Remediation: Twenty years of Experience. Report of the Chernobyl Forum Expert Group 'Environment'. [e-document]. [Retrieved February 1, 2011]. Radiological Assessment Reports Series. International Atomic Energy Agency. Printed by the IAEA in Austria April 2006. 166 p. ISSN 1020-6566. ISBN 92-0-114705-8.

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1239_web.pdf

IAEA. 2007a. Nuclear Fuel Cycle Simulation System (VISTA). [e-document]. [Retrieved March 4, 2011]. International Atomic Energy Agency (IAEA). Printed by the IAEA in Austria February 2007. 95 p. IAEA-TECDOC-1535. ISBN 92-0-115806-8. ISSN 1011-4289. From: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/publications.asp>

IAEA. 2007b. Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers. [e-document]. [Retrieved March 4, 2011]. International Atomic Energy Agency (IAEA). Printed by the IAEA in Austria January 2007. 121 p. IAEA-TECDOC-1532. ISBN 92-0-115006-7. ISSN 1011-4289.

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1532_web.pdf

IAEA. 2009a. Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS): User Manual 2009-06-05. [e-document]. [Retrieved March 4, 2011]. International Atomic Energy Agency (IAEA). 56 p.

From: <http://www-nfcis.iaea.org/NFCSS/documents/NFCSS-User%20Manual%20Rev%202.pdf>

IAEA. 2009b. Classification of Radioactive Waste. [e-document]. [Retrieved March 4, 2011]. IAEA Safety Standards for Protecting People and the Environment. General Safety Guide No. GSG-1. International Atomic Energy Agency (IAEA). Printed by the

IAEA in Austria November 2009. 48 p. ISBN 978-92-0-109209-0. ISSN 1020-525X.

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1419_web.pdf

IAEA. 2009c. Country Nuclear Power Profiles: Finland. [In IAEA www-pages]. [Retrieved February 14, 2011]. [Updated on April 2009]. Department of Nuclear Energy. Division of Nuclear Power. Nuclear Power Engineering Section. International Atomic Energy Agency (IAEA).

From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/CNPP2010_CD/pages/countryprofiles.htm

IAEA. 2010a. Power Reactor Information System (PRIS): Finland. [In IAEA www-pages]. [Retrieved January 24, 2011]. International Atomic Energy Agency (IAEA).

From: <http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html>

IAEA. 2010b. Integrated Nuclear Fuel Cycle Information System (INFCIS) [In IAEA www-pages]. [Retrieved March 23, 2011]. List of Nuclear Fuel Cycle Facilities. International Atomic Energy Agency (IAEA).

From: <http://nucleus.iaea.org/sso/NUCLEUS.html?exturl=http://www-nfcis.iaea.org/>

IAEA. 2010c. Nuclear Power Reactors in the World. Edition 2010. [e-document]. [Retrieved February 1, 2011]. Reference data series no. 2. International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, 2010. Printed by the IAEA in Austria July 2010. 80 p. IAEA-RDS-2/30. ISBN 978-92-0-105610-8. ISSN 1011-2642.

From: <http://www.iaea.org/programmes/a2/>

IEA/NEA. 2005. Projected Costs of Generating Energy. 2005 Update. [e-document]. [Retrieved March 15, 2011]. International Energy Agency (IEA). Organization for Economic Co-operation and Development (OECD)/Nuclear Energy Agency (NEA). Printed in France. OECD No. 53955 2005. ISBN: 92-64-00826-8.

From: <http://www.iea.org/textbase/nppdf/free/2005/ElecCost.PDF>

In Soon Chang. 2003. Environmental Effects Including All the Stages of the Fuel Cycle. [e-document]. [Retrieved January 31, 2011]. Conference&Symposium Papers 24/P. Conference: Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear

Power. International Conference held in Vienna, 23–26 June 2003 organized by the International Atomic Energy Agency in co-operation with the Electric Utility Cost Group Inc., International Science and Technology Centre, World Energy Council and World Nuclear Association. IAEA-CN-108/KN69. p. 93-105. From: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/CSPS-24-P/CSP-24_01_web.pdf

INL. 2009. Advanced Fuel Cycle Cost Basis. 2. Revision. [e-document]. [Retrieved March 4, 2011]. Idaho National Laboratory (INL), Idaho Falls, Idaho 83415. December 2009. 32 p. INL/EXT-07-12107.

From: <http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/4536700.pdf>

Kazachkovskii, O. D. & Kirillov, E.V. 1966. Fixing a Price on Plutonium used as Nuclear Fuel. [Journal Article]. [Retrieved March 18, 2011]. Journal: Atomic Energy, vol. 22, Number 6, pp. 553-558, DOI: 10.1007/BF01121986. Translated from Atomnaya Energiya, vol. 22, No. 6, pp. 439-444, June, 1967. Original article submitted November 29, 1966. UDC 621.039.526:338.58.

From: <http://www.springerlink.com/content/u34h44gx401725p3/>

Kok, Kenneth D. 2009. Nuclear Engineering Handbook. [e-book]. CRC Press 2009, Taylor & Francis Group. 749 p. Print ISBN: 978-1-4200-5390-6. E-Books ISBN: 978-1-4200-5391-3. From: <http://www.crcnetbase.com/>

Kukkola, T. & Saanio, T. 2005. Cost Estimate of Olkiluoto Disposal Facility for Spent Nuclear Fuel. Working report 2005-10. [e-document]. [Retrieved February 1, 2011]. Posiva Oy. March 2005. 64 p.

From: <http://newmdb.iaea.org/GetLibraryFile.aspx?RRoomID=499>

Marshall, W. 1983. Nuclear power Technology, Volume 2: Fuel Cycle. Published in United States by Oxford University press, New York. Printed in Great Britain by The Thetford Press. 456 p. ISBN: 0-19-851958-3.

NEA. 2000. Radiological Impacts of Spent Nuclear Fuel Management Options: A Comparative Study. Organisation for Economic Co-operation and development

(OECD). Nuclear Energy Agency (NEA). Radiation Protection, OECD Publishing, 2000. Published: 01/01/00. 122 p. ISBN: 92-64-17657-8.

From: <http://www.oecd-nea.org/rp/reports/2000/nea2328-PARCOM-ENG.pdf>

NEA. 2002. Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles. [e-document]. [Retrieved January 31, 2011]. A Comparative Study. Organization for Economic Co-operation and Development (OECD): Nuclear Energy Agency (NEA). Nuclear Development. 350 p. Paris, France.

From: <http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2002/nea3109.html>

NEA. 2003. Effluent Release Options from Nuclear Installations. Technical Background and Regulatory Aspects. [e-document]. [Retrieved February 16, 2010]. Organisation for Economic Co-operation and development (OECD). Nuclear Energy Agency (NEA). Radiation Protection. Published: 10/29/03. 98 p. NEA# 03690. ISBN 92-64-02146-9. From: <http://www.oecd-nea.org/rp/reports/2003/nea3690-effluent.pdf>

NEA. 2006. Advanced Nuclear Fuel cycles and Radioactive Waste Management. Organization for Economic Co-operation and Development (OECD): Nuclear Energy Agency (NEA). Nuclear Development. NEA No. 5990. Printed in France. 244 p. ISBN: 92-64-02485-9. (Notice! Prices of different fuel cycle processes are not found in the book but they are available. Look chapter 6.2.4 in pages 115-116)

NEA. 2009. Nuclear Energy Data. Nuclear Development. Organisation for Economic Co-operation and development (OECD). Nuclear Energy Agency (NEA). Printed in France. NEA No. 6816. 133 p. ISBN 978-92-64-04772-3.

NEA. 2010. Uranium 2009: Resources, Production and Demand. Organisation for Economic Co-operation and development (OECD). Nuclear Energy Agency (NEA). Joint Report by the OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency. Printed by Actuel Graphic in France. NEA No. 6891. 456 p. ISBN 978-92-64-04789-1.

Nuttall, W.J. 2004. Nuclear Renaissance: Technologies and Policies for the Future of Nuclear Power. [e-book]. Taylor & Francis 2004. >305 p. Print ISBN: 978-0-7503-0936-3. eBook ISBN: 978-1-4200-3377-9. From: <http://www.crcnetbase.com>

ORNL. 2002. RSICC Computer Code Collection. ORIGEN 2.2. Isotope Generation and Depletion Code. Matrix Exponential Method. Documentation for CCC-371/ORIGEN 2.2 Code Package. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Tennessee. Radiation Safety Information Computational Center (RSICC).

Posiva. 2009a. Olkiluodon ja Loviisan voimalaitosten ydinjätehuolto: Yhteenveto vuoden 2009 toiminnasta. [verkkajulkaisu]. [viitattu: 15.2.2011]. Posiva Oy. 42 s. Saatavissa: http://www.posiva.fi/files/1140/YJH-toimintakertomus_2009_LOW.pdf

Posiva. 2009b. Olkiluodon ja Loviisan voimalaitosten ydinjätehuolto: Selvitys suunnitelluista toimenpiteistä ja niiden valmistelusta vuosina 2010-2012. [verkkajulkaisu]. [viitattu: 16.2.2011]. Posiva Oy (Posiva). Syyskuu 2009. TKS-2009. 532 s. Saatavissa: http://www.posiva.fi/files/1001/TKS_2009_web_r1.pdf

Pöyry. 2009. Yara Suomi Oy. Soklin kaivoshankkeen YVA-selostus. [Verkkodokumentti]. [Viitattu: 7.3.2011]. Pöyry Environment Oy. 332 s. 9M607220.COY. Saatavissa: <http://www.ymparisto.fi/download.asp?contentid=102902&lan=fi>

Sengler, G. et al. 1999. EPR core design. [e-document]. [Retrieved March 4, 2011]. Published: Elsevier Science S.A. Nuclear Engineering and design 187 (1999) 79-119. 40 p. Writers: Sengler, G.; Foret, F.; Schlosser, G.; Lisdat, R.; Stelletta, S. PII: S0029-5493(98)00259-3. From: <http://www.sciencedirect.com/>

Silva, R. B. e. 2008. Simulation of the Nuclear Fuel Cycle With Recycling: Options and Outcomes. [e-document]. [Retrieved March 16, 2011]. Silva, Rodney Busquim e. Massachusetts Institute of Technology (MIT). February 2008. MIT archives (libraries) Jul 24, 2008. 204 p. From: <http://dspace-test.mit.edu/handle/1721.1/44794>

Silvonen, T. & Salomaa, R. 2010. Closed Thorium Fuel Cycle – an economical viewpoint. [Seminar paper]. Aalto University. The GEN4FIN Finnish Seminar on Generation IV Nuclear Energy Systems on 30 September – 1 October 2010 at Lappeenranta University of Technology.

STT. 2010. Olkiluoto 3:n käyttöönotto lykkääntyy vuoteen 2013. [verkkolehti]. [Viitattu: 24.1.2011]. Rakennuslehti 7.6.2010. Suomen rakennuslehti Oy, Sanoma Magazines Finland. Suomen tietotoimisto (STT).

Saatavissa: <http://www.rakennuslehti.fi/uutiset/projektit/21682.html>

STUK. 2010. Ydinturvallisuus. Neljännesvuosiraportti 1/2010. [Verkkodokumentti]. [Viitattu: 27.2.2011]. Säteilyturvakeskus (STUK). Edita Prima Oy, Helsinki 2010. Kainulainen, Erja (toim.). 17 s. STUK-B 119. ISBN 978-952-478-556-3 (pdf). ISSN 0781-1713. Saatavissa: <http://www.stuk.fi/julkaisut/stuk-b/stuk-b119.pdf>

STUKLEX. 2008. Valtioneuvoston asetus ydinjätteiden loppusijoituksen turvallisuudesta 27.11.2008/736. 1. luku, 2 § Määritelmät.

Saatavissa: <http://www.edilex.fi/stuklex/fi/lainsaadanto/20080736>

SVT. 2010a. Sähkön ja lämmön tuotanto. [verkkojulkaisu]. [Viitattu: 14.2.2011]. Suomen virallinen tilasto (SVT). 2009. Energia 2010. ISSN: 1798-5072. Saatavissa: http://www.tilastokeskus.fi/til/salatu/2009/salatu_2009_2010-09-29_tie_001_fi.html

SVT. 2010b. Sähkön ja lämmön tuotanto [verkkojulkaisu]. [viitattu: 23.3.2011]. Suomen virallinen tilasto (SVT). 2009, Liitetaulukko 3. Sähkön tuotanto ja kokonaiskulutus, GWh. Helsinki: Tilastokeskus ISSN=1798-5072.

Saatavissa: http://www.tilastokeskus.fi/til/salatu/2009/salatu_2009_2010-09-29_tau_003_fi.html

Talvivaara. 2010a. Talvivaara Sotkamo Oy: Lupahakemus. Ydinenergialain 2 § 2. kohdan mukaiseen toimintaan. [Verkkojulkaisu]. [Viitattu: 16.2.2010]. Valtioneuvostolle 20.4.2010. 17 s. Saatavissa: <http://www.tem.fi/files/28407/hakemus.pdf>

Talvivaara. 2010b. Uraanin talteenoton ympäristövaikutusten arviointi. Arviointiselostus. [Viitattu: 20.2.2011]. 1-46 (136) s.

Saatavissa: http://www.tem.fi/files/28537/arviointiselostus_s1-46.pdf

TEM. 2008. Pitkän aikavälin ilmasto- ja energiastrategia. [verkkodokumentti]. [Viitattu: 14.2.2010]. Valtioneuvoston selonteko eduskunnalle 6. päivänä marraskuuta 2008. Työ- ja elinkeinoministeriö (TEM).

Saatavissa: http://www.tem.fi/files/20585/Selontekoehdotus_311008.pdf

U.S. BLS. CPI Inflation Calculator. [In U.S. BLS www-pages]. [Retrieved January 19, 2011]. United States Department of Labor Bureau of Labor Statistics (BLS). [Updated January 18, 2011]. From: http://www.bls.gov/data/inflation_calculator.htm

UNSCEAR. 2000. Sources and Effects of Ionizing Radiation. Volume I: Sources. Annex C: Exposures from man-made sources of radiation. [e-document]. [Retrieved February 16, 2010]. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with scientific annexes. UNSCEAR 2000 Report Vol. I. 134 p.

From: <http://www.unscear.org/docs/reports/annexc.pdf>

Valtioneuvosto. 2010a. Valtioneuvoston periaatepäätös 6. päivänä toukokuuta 2010 Teollisuuden Voima Oyj:n hakemukseen ydinvoimalaitosyksikön rakentamisesta. [verkkojulkaisu]. [Viitattu: 14.2.2011]. Helsinki 2010. 108 s. M 2/2010 vp. ISBN 978-952-227-375-8. Saatavissa: http://www.tem.fi/files/26807/PAP_TVO_040510_final.pdf

Valtioneuvosto. 2010b. Valtioneuvoston periaatepäätös 6. päivänä toukokuuta 2010 Fennovoima Oy:n hakemukseen ydinvoimalaitoksen rakentamisesta. [verkkojulkaisu]. [viitattu: 14.2.2011]. Helsinki 2010. 164 s. M 4/2010 vp. ISBN 978-952-227-379-6.

Saatavissa: http://www.tem.fi/files/26805/PAP_FV_040510_final.pdf

Valtioneuvosto. 2010c. Valtioneuvoston periaatepäätös 6. päivänä toukokuuta 2010 Fortum Oyj:n ja Fortum Power and Heat Oy:n hakemukseen ydinvoimalaitoksen rakentamisesta. [verkkojulkaisu]. [viitattu: 14.2.2011]. 13 s.

Saatavissa: http://www.tem.fi/files/26809/PAP_FPH_LO3.pdf

Valtioneuvosto. 2010d. Valtioneuvoston periaatepäätös 6. päivänä toukokuuta 2010 Posiva Oy:n hakemukseen käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituslaitoksen rakentamisesta laajennettuna. [verkkojulkaisu]. [Viitattu: 16.2.2011]. Helsinki 2010. 133 s. M 3/2010 vp. ISBN 978-952-227-377-2.

Saatavissa: http://www.tem.fi/files/26812/PAP_Posiva_040510_final.pdf

VTT. 2009. Energy Visions 2050. Valtion Teknillinen Tutkimuskeskus (VTT). WS Bookwell Oy, Porvoo 2009. Edita publishing Ltd. 380 p. ISBN: 978-951-37-5595-9.

WNA. 2009. Radioactive waste management. [In WNA www-pages]. [Retrieved March 22, 2011]. Updated in June 2009. World Nuclear Association (WNA).

From: <http://www.world-nuclear.org/info/inf04.html>

WNA. 2010a. History of nuclear energy. [In WNA www-pages]. [Retrieved August 27, 2010]. Updated October 2010. World Nuclear Association (WNA).

From: <http://www.world-nuclear.org/info/inf28.html>

WNA. 2010b. Physics of Uranium and Nuclear Energy. [In WNA www-pages]. [Retrieved March 22, 2011]. Updated in September 2010. World Nuclear Association (WNA). From: <http://www.world-nuclear.org/education/phys.htm>

WNA. 2011a. Nuclear Power Reactors. [In WNA www-pages]. [Retrieved March 22, 2011]. Updated March 2011. World Nuclear Association (WNA).

From: <http://www.world-nuclear.org/info/inf32.html>

WNA. 2011b. Radiation and Life. [In WNA www-pages]. [Retrieved March 23, 2011]. Updated February 2011. World Nuclear Association (WNA).

From: <http://www.world-nuclear.org/education/ral.htm>

LIITELUETTELO

- Liite I.** Polttoaineiden koostumukset eri skenaarioissa
- Liite II.** ORIGEN2.2-syöte perusskenaarion korkea-aktiivisen ydinjätteen radioaktiivisuuden ja lämmöntuotannon laskemista varten
- Liite III.** GaBi 4.4:n järjestelmäkuvat eri skenaarioille
- Liite IV.** Ydinpolttoainekierron kustannuskomponenttien yksikköhinnat
- Liite V.** Arvio Suomen reaktorikokoonpanon muutoksesta ajan suhteen
- Liite VI.** Suomen ydinvoimaskenaarion arvioinnissa käytettyjen reaktoreiden ominaisuuksia

POLTTOAINEDEN KOOSTUMUKSET ERI SKENAARIOISSA

Taulukko 1. Perusskenaarion polttoaineen koostumus ennen ja jälkeen reaktorin.

Polttoaine	UO ₂ -LWR -polttoaine			
	Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen	
Koostumus				
Isotoopit	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]
U-235	5,0	93,9	0,5	10,3
U-236	0,0	0,0	0,7	12,6
U-238	95,0	1783,4	91,4	1715,2
Np-237	0,0	0,0	0,1	1,9
Pu-238	0,0	0,0	0,0	0,8
Pu-239	0,0	0,0	0,5	9,5
Pu-240	0,0	0,0	0,3	5,2
Pu-241	0,0	0,0	0,1	2,2
Pu-242	0,0	0,0	0,1	1,7
Am-241	0,0	0,0	0,1	1,0
Am-242m	0,0	0,0	0,0	0,0
Am-243	0,0	0,0	0,0	0,5
Cm-242	0,0	0,0	0,0	0,0
Cm-244	0,0	0,0	0,0	0,2
Polttoaineen määrä:		1877,3		1877,3
- Uraani	100	1877,3	92,6	1738,0
- Plutonium	0	0	1,0	19,5
- Sivuaktinidit	0	0	0,2	3,6
- Fissionituotteet	0	0	6,2	116,2

Taulukko 2. Ensimmäisen vertailuskenaarion polttoaineiden koostumukset ennen ja jälkeen reaktorin.

Polttoaine	UO ₂ -LWR -polttoaine				MOX-LWR -polttoaine			
	Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen		Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen	
Isotoopit	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]
U-235	5,0	84	0,5	9,1	0,3	0,6	0,1	0,2
U-236	0,0	0,0	0,7	11,2	0	0	0,03	0,1
U-238	95,0	1586	91,4	1526	91,4	188,4	88,6	182,6
Np-237	0,0	0,0	0,1	1,7	0	0	0,02	0
Pu-238	0,0	0,0	0,0	0,7	0,1	0,2	0,1	0,3
Pu-239	0,0	0,0	0,5	8,4	5,0	10,3	1,5	3,0
Pu-240	0,0	0,0	0,3	4,6	1,8	3,7	1,5	3,1
Pu-241	0,0	0,0	0,1	2,0	1,0	2,0	0,7	1,3
Pu-242	0,0	0,0	0,1	1,6	0,4	0,9	0,6	1,2
Am-241	0,0	0,0	0,1	0,9	0	0	0,4	0,8
Am-242m	0,0	0,0	0,0	0,0	0	0	0	0
Am-243	0,0	0,0	0,0	0,4	0	0	0,2	0,5
Cm-242	0,0	0,0	0,0	0,0	0	0	0	0
Cm-244	0,0	0,0	0,0	0,1	0	0	0,1	0,2
Polttoaineen määrä:		1670		1670		206,1		206,1
- Uraani	100	1670	92,6	1546	91,7	188,9	88,7	182,9
- Plutonium	0	0	1,0	17,3	8,3	17,2	4,3	8,9
- Sivuakt.	0	0	0,2	3,2	0	0	0,8	1,6
- Fissionituotteet	0	0	6,2	103,4	0	0	6,2	12,8

Taulukko 3. Toisen vertailuskenaarion polttoaineiden koostumukset ennen ja jälkeen reaktorin.

Polttoaine	UO ₂ -LWR -polttoaine				MOX-FR -polttoaine			
	Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen		Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen	
Isotoopit	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]
U-235	5,0	52	0,5	5,6	0,2	0,5	0,1	0,2
U-236	0,0	0,0	0,7	6,9	0	0	0	0,1
U-238	95,0	981	91,4	943	77,4	247	66,4	211,5
Np-237	0,0	0,0	0,1	1,1	0	0	0	0,1
Pu-238	0,0	0,0	0,0	0,5	0,5	1,6	0,2	0,8
Pu-239	0,0	0,0	0,5	5,2	13,2	42,1	10,4	33,3
Pu-240	0,0	0,0	0,3	2,9	5,8	18,5	6,3	20
Pu-241	0,0	0,0	0,1	1,2	1,5	4,9	0,7	2,4
Pu-242	0,0	0,0	0,1	1,0	1,3	4,3	1,2	3,8
Am-241	0,0	0,0	0,1	0,6	0	0	0,5	1,6
Am-242m	0,0	0,0	0,0	0	0	0	0	0
Am-243	0,0	0,0	0,0	0,3	0	0	0,2	0,6
Cm-242	0,0	0,0	0,0	0	0	0	0	0
Cm-244	0,0	0,0	0,0	0,1	0	0	0	0,1
Polttoaineen määrä:		1032		1032		318,4		318,4
- Uraani	100	1032	92,6	955,6	77,6	247,1	66,5	211,7
- Plutonium	0	0	1,0	10,7	22,4	71,3	18,9	60,2
- Sivuakt.	0	0	0,2	2,0	0	0	0,8	2,4
- Fissionituotteet	0	0	6,2	63,9	0	0	13,8	44,0

Taulukko 4. Kolmannen vertailuskenaaarion polttoaineiden koostumukset ennen ja jälkeen reaktorin.

Polttoaine	UO ₂ -LWR -polttoaine				MOX-FR -polttoaine + MA			
	Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen		Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen	
Isotoopit	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]
U-235	5,0	46,9	0,5	5,1	0,1	0,5	0,1	0,2
U-236	0,0	0	0,7	6,3	0	0	0	0,1
U-238	95,0	891,7	91,4	857,6	74,5	263,6	64,4	227,8
Np-237	0,0	0	0,1	1,0	1,6	5,7	0,7	2,6
Pu-238	0,0	0	0,0	0,4	0,5	1,8	0,9	3,3
Pu-239	0,0	0	0,5	4,7	13,2	46,7	10,3	36,6
Pu-240	0,0	0	0,3	2,6	5,8	20,5	6,3	22,3
Pu-241	0,0	0	0,1	1,1	1,5	5,4	0,7	2,6
Pu-242	0,0	0	0,1	0,9	1,3	4,7	1,2	4,4
Am-241	0,0	0	0,1	0,5	0,8	3,0	0,8	3,0
Am-242m	0,0	0	0,0	0,0	0	0	0	0,1
Am-243	0,0	0	0,0	0,2	0,4	1,5	0,4	1,3
Cm-242	0,0	0	0,0	0,0	0	0	0	0
Cm-244	0,0	0	0,0	0,1	0,1	0,5	0,2	0,7
Polttoaineen määrä:		938,6		938,6		354		354
- Uraani	100	938,6	92,6	869	74,6	264,1	64,4	228,1
- Plutonium	0	0	1,0	9,7	22,4	79,2	19,5	69,1
- Sivuakt.	0	0	0,2	1,8	3,0	10,6	2,2	7,6
- Fissionituotteet	0	0	6,2	58,1	0	0	13,9	49,1

Taulukko 5. Neljännen vertailuskenaarion polttoaineiden koostumukset ennen ja jälkeen reaktorin.

Polttoaine	MOX-FR -polttoaine + MA				Vaippapoltttoaine			
	Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen		Ennen reaktoria		Reaktorin jälkeen	
Isotoopit	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]	[%]	[kg/TWh]
U-235	0,2	1,0	0,1	0,4	0,2	1,6	0,2	1,2
U-236	0	0	0	0,2	0	0	0	0,1
U-238	75,2	499,8	64,9	431,3	99,8	777,2	96,4	750,6
Np-237	0,2	1,1	0,1	0,7	0	0	0	0,1
Pu-238	0,5	3,4	0,6	4,0	0	0	0	0
Pu-239	13,3	88,6	10,4	69,2	0	0	2,6	20,4
Pu-240	5,8	38,9	6,4	42,3	0	0	0,1	0,6
Pu-241	1,5	10,2	0,7	5,0	0	0	0	0
Pu-242	1,4	9,0	1,3	8,5	0	0	0	0
Am-241	1,3	8,4	1,0	6,7	0	0	0	0
Am-242m	0	0,2	0	0,2	0	0	0	0
Am-243	0,5	3,2	0,4	2,7	0	0	0	0
Cm-242	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-244	0,1	0,8	0,2	1,3	0	0	0	0
Polttoaineen määrä:		664,6		664,6		778,8		778,8
- Uraani	75,4	500,8	65	431,8	100	778,8	96,5	751,8
- Plutonium	22,6	150,1	19,4	128,9	0	0	2,7	21,0
- Sivuakt.	2,1	13,7	1,8	11,8	0	0	0	0,1
- Fission tuotteet	0	0	13,9	92,1	0	0	0,8	5,9

**ORIGEN2.2-SYÖTE PERUSSKENAARION KORKEA-AKTIIVISEN
YDINJÄTTEEN RADIOAKTIIVISUUDEN JA LÄMMÖNTUOTON
LASKEMISTA VARTEN**

-1

-1

-1

RDA ORIGEN2, versio 2.2 (5-4-2002)

RDA * Skenaario #0: Aktinidien ja fissiotuotteiden radioaktiivinen hajoaminen

CUT 5 0.0001 6 0.0001 7 0.0001 9 0.0001 -1

LIP 0 0 0

LIB 0 0 2 3 0 0 0 9 3 0 0 0

PHO 0 0 0 10

OPTL 24*8

OPTA 4*8 3*1 8 1 15*8

OPTF 4*8 3*1 8 1 15*8

RDA INPUT 1761105 grammaa aktinideja

INP -1 1 -1 -1 1 1

RDA INPUT 116125 grammaa fissiotuotteita

INP -2 1 -1 -1 1 1

MOV -1 1 0 1.0

ADD -2 1 0 1.0

TIT Skenaario #0: Aktinidien ja fissiotuotteiden radioaktiivinen hajoaminen

BAS 1761105 grammaa aktinideja ja 116125 grammaa fissiotuotteita

HED 1 Poisto reaktorista

DEC 1.0 1 2 5 2

DEC 2.0 2 3 5 0

DEC 5.0 3 4 5 0

DEC 10.0 4 5 5 0

DEC 20.0 5 6 5 0

DEC 50.0 6 7 5 0

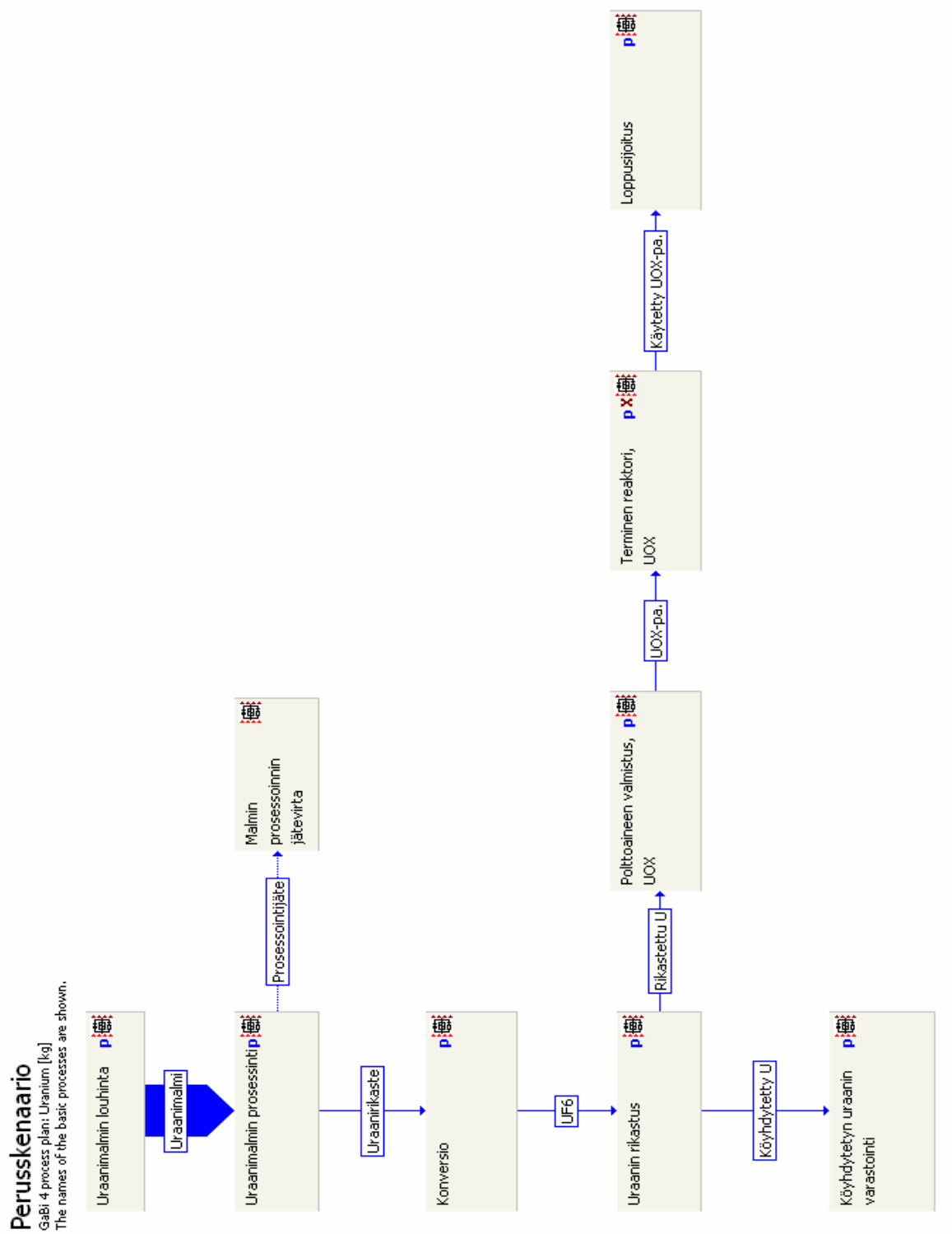
```

DEC      100.0  7  8  5  0
DEC      200.0  8  9  5  0
DEC      500.0  9 10  5  0
DEC      1.0   10 11  7  0
DEC      2.0   11 12  7  0
OUT      -12  1 -1  0
OPTA     4*8 3*1 8 1 3*8 1 8 1 8 1 7*8
OPTF     4*8 3*1 8 1 3*8 1 8 1 8 1 7*8
OUT      12  1 -1  0
OPTA     4*8 3*1 8 1 3*8 1 8 1 8 1 7*8
OPTF     4*8 3*1 8 1 3*8 1 8 1 8 1 7*8
DEC      5.0   12  1  7  0
DEC     10.0   1  2  7  0
DEC     20.0   2  3  7  0
DEC     50.0   3  4  7  0
DEC    100.0   4  5  7  0
DEC    200.0   5  6  7  0
DEC    500.0   6  7  7  0
DEC     1.0    7  8  8  0
OUT      -8  1 -1  0
OPTA     4*8 3*1 8 1 3*8 1 8 1 8 1 7*8
OPTF     4*8 3*1 8 1 3*8 1 8 1 8 1 7*8
OUT       8  1 -1  0
END
2      922350 10268.0  922360 12602.0  922380 1715171.0  932370 1925.0
2      942380 836.0    942390 9469.0   942400 5140.0    942410 3124.0
2      942420 1746.0  952410 120.0   952421 3.0      952430 491.0
2      962420 48.0    962440 213.0   0      0.0
0
3      10030 0.13    320720 0.07    320730 0.15    320740 0.33
3      330750 0.67    320760 1.68    340760 0.03    340770 3.38
3      340780 8.32    340790 19.73   340800 44.94    350810 70.95
3      340820 111.91  360820 4.49    360830 124.49  360840 388.79

```

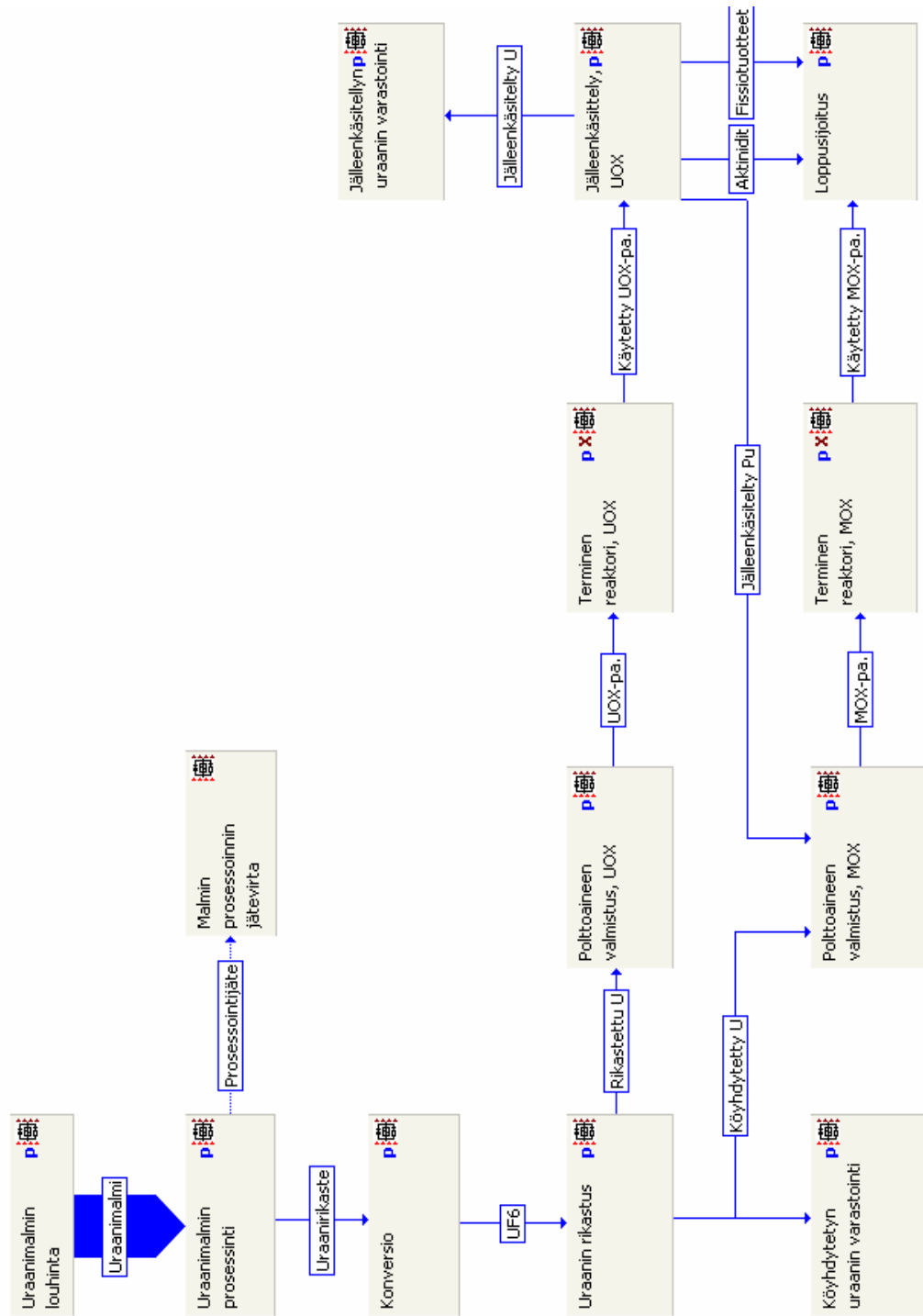
3	360850 50.17	370850 352.09	360860 627.54	380860 2.04
3	370870 804.75	380870 0.02	380880 1155.80	390890 1503.82
3	380900 1485.24	390900 0.37	400900 344.78	400910 1949.74
3	400920 2128.58	400930 2385.21	400940 2507.15	420950 2472.31
3	400960 2692.95	420960 189.05	420970 2677.85	420980 2814.88
3	430980 0.03	430990 2466.50	440990 0.07	421000 3170.22
3	441000 488.54	441010 2600.05	441020 2708.04	451030 1355.18
3	441040 1924.20	461040 1039.90	461050 1347.05	441060 7.25
3	461060 1331.96	461070 807.19	461080 557.52	471090 256.17
3	461100 183.83	481100 175.35	481110 101.95	481120 59.93
3	481130 0.42	481131 0.74	491130 0.32	481140 77.11
3	491150 5.77	501150 1.06	481160 27.39	501160 26.78
3	501170 27.51	501180 27.94	501190 27.85	501200 28.33
3	511210 26.60	501220 31.09	521220 2.71	511230 33.24
3	521230 0.05	501240 42.13	521240 2.20	511250 8.86
3	521250 55.0	521251 0.12	501260 93.93	521260 2.94
3	531270 187.08	521280 380.19	541280 15.60	531290 605.59
3	541290 0.12	521300 1219.32	541300 55.80	541310 1262.28
3	541320 3909.94	551330 3553.44	541340 5001.52	551340 64.75
3	561340 695.82	551350 1236.74	561350 2.95	541360 7830.33
3	561360 86.70	551370 3468.66	561370 739.25	561380 4330.31
3	571380 0.32	571390 4113.16	581400 4192.12	591410 3755.49
3	581420 3808.91	601420 123.09	601430 2344.57	581440 3.67
3	601440 4711.21	601450 2166.90	601460 2437.47	611460 0.01
3	621460 0.04	611470 65.70	621470 490.63	601480 1254.15
3	621480 696.29	621490 9.43	601500 608.85	621500 1016.79
3	621510 40.50	631510 1.94	621520 382.63	631520 0.09
3	641520 0.05	631530 400.52	621540 133.89	631540 99.76
3	641540 80.47	631550 26.02	641550 34.57	641560 325.15
3	641570 0.41	641580 77.94	651590 9.85	641600 4.74
3	661600 1.36	661610 1.55	661620 1.30	661630 1.25
3	661640 0.20	671650 0.69	671661 0.01	681660 0.25
3	681670 0.01	681680 0.04	0	0.0

GABI 4.4 JÄRJESTELMÄKUVAT




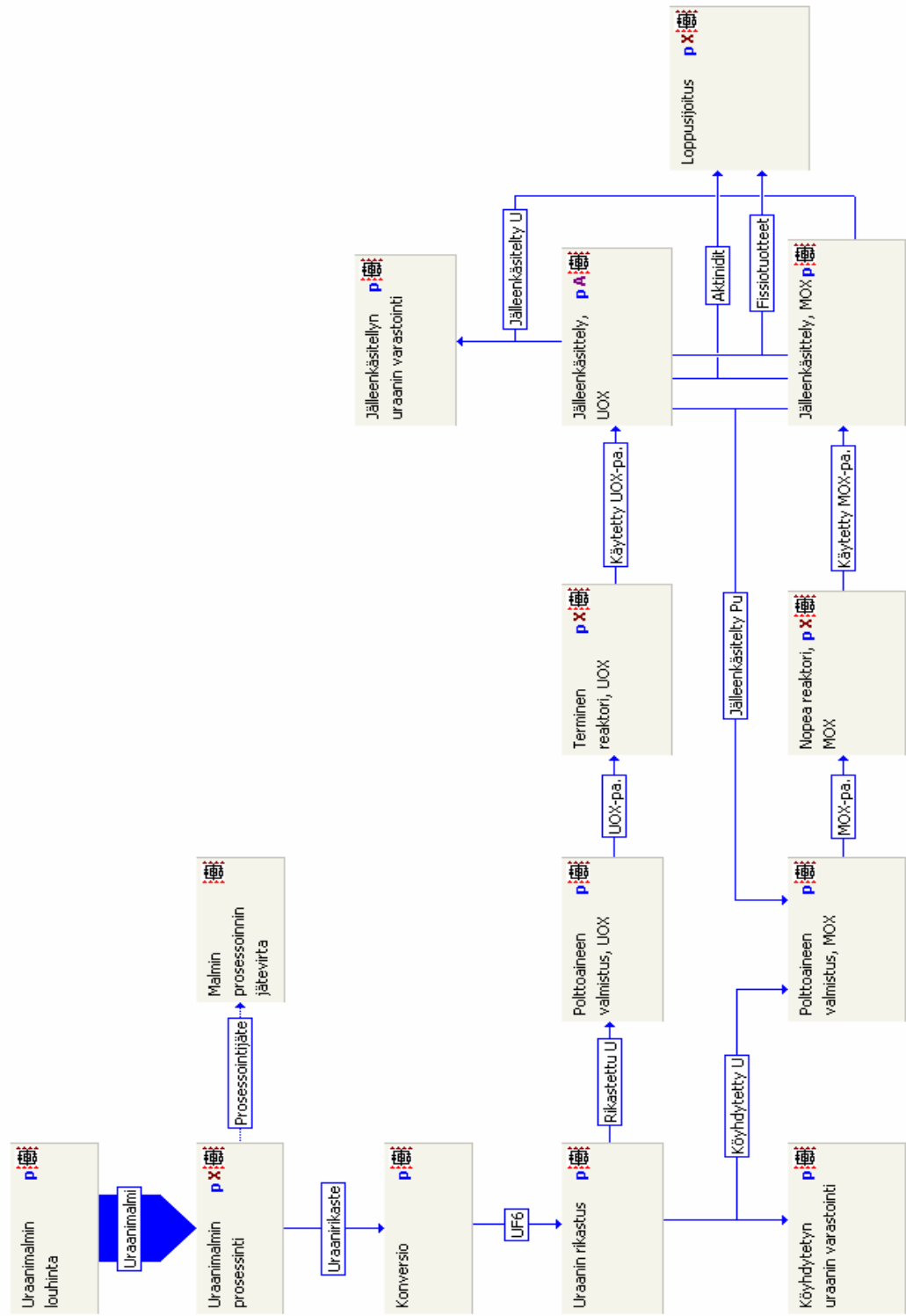
Kuva 1. Perusskenaarion järjestelmäkuva.

Skenaario 1 p
 Gabi 4 process plan: Uranium [kg]
 The names of the basic processes are shown.

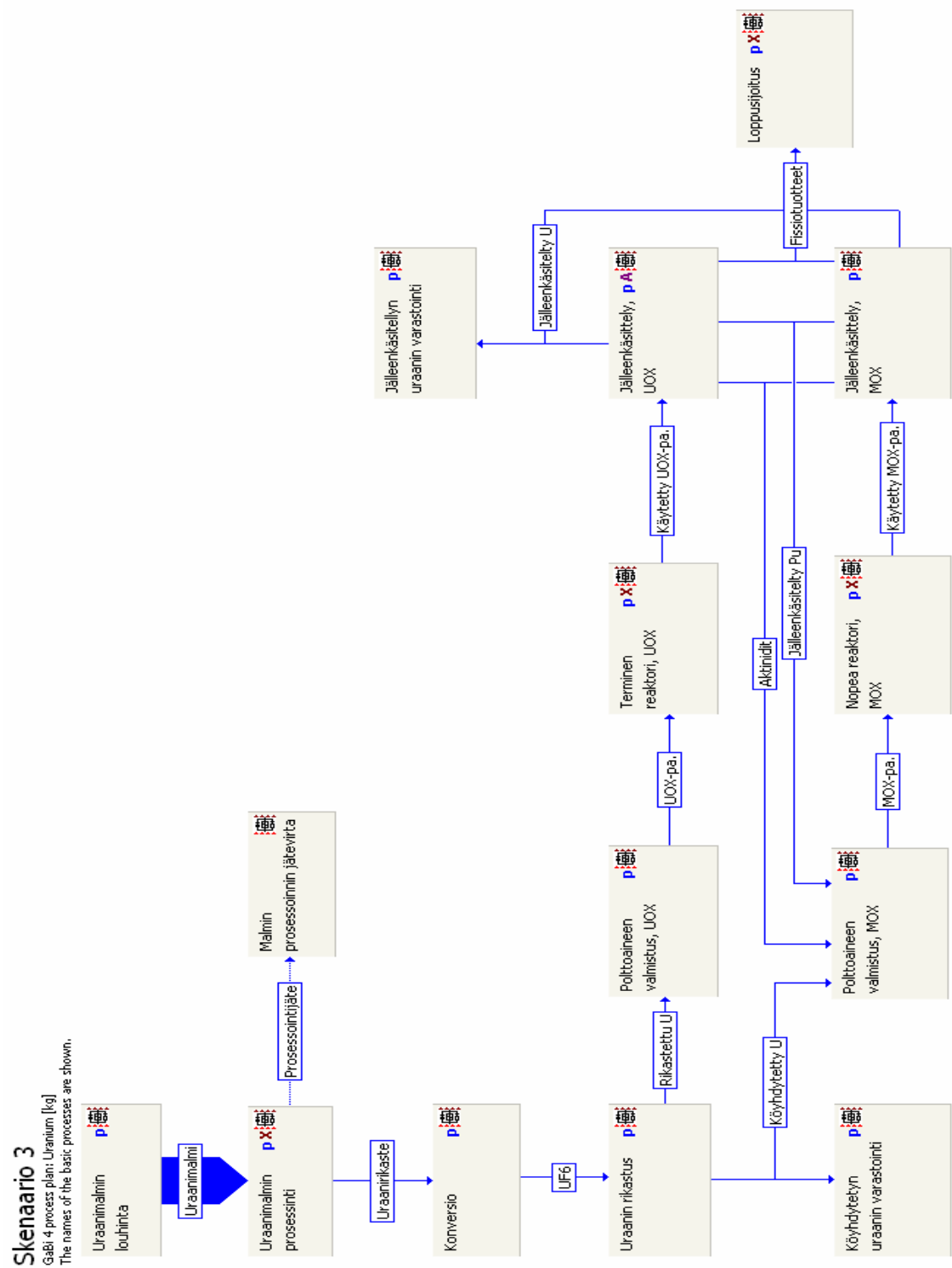


Kuva 2. Ensimmäisen vertailuskenaarion järjestelmäkuva.

Skenaario 2 
 Gabi 4 process plan: Uranium [kg]
 The names of the basic processes are shown.



Kuva 3. Toisen vertailuskenaarion järjestelmäkuva.

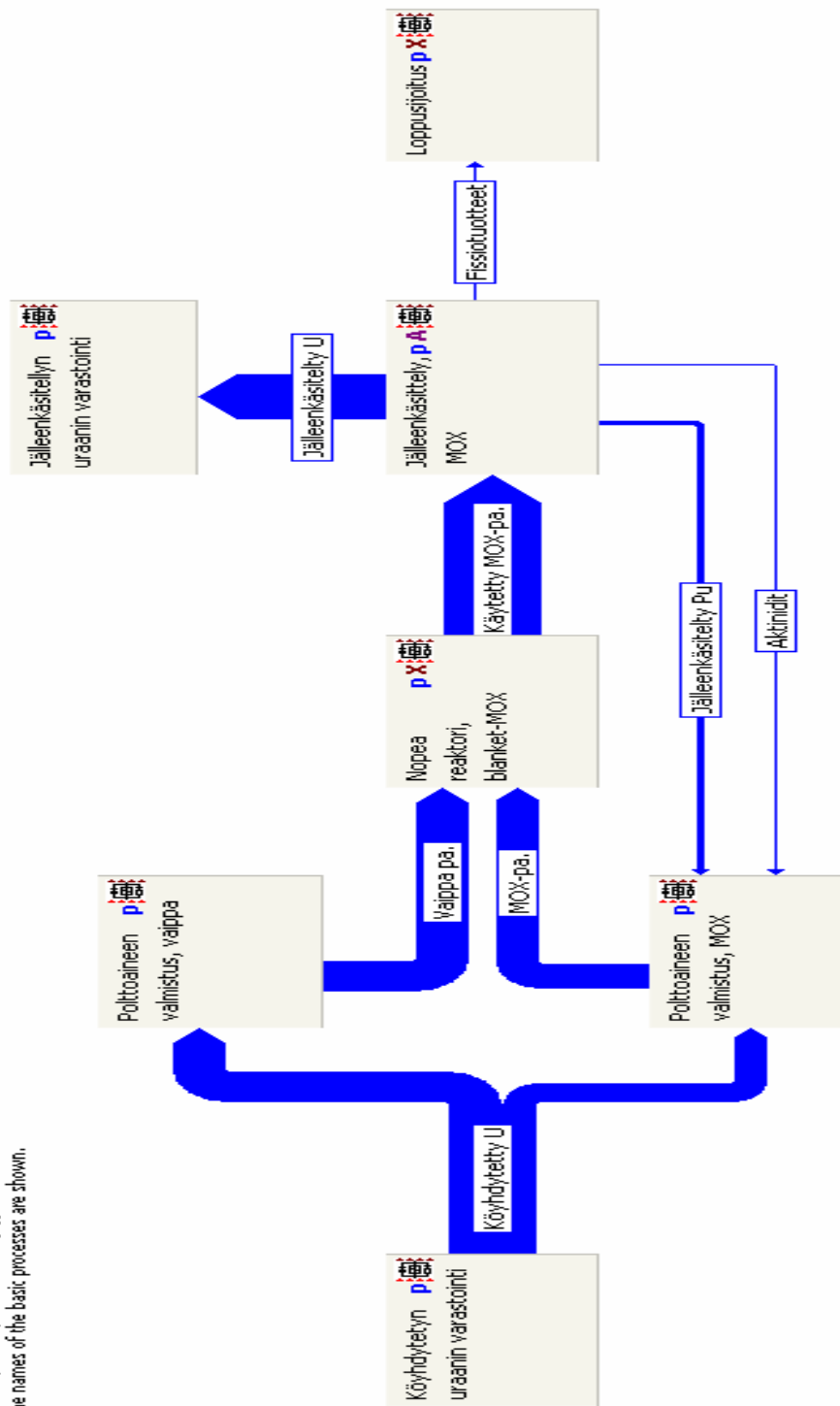


Kuva 4. Kolmannen vertailuskenaarioiden järjestelmäkuva.

Skenaario 4

Gabi 4 process plan: Uranium [kg]

The names of the basic processes are shown.



Kuva 5. Neljännen vertailuskenaarion järjestelmäkuva.

YDINPOLTTOAINEKIERRON KUSTANNUSKOMPONENTTIEN YKSIKKÖHINNAT

Taulukko 1. Ydinpolttoainekierron alkuosan eri kustannuskomponenttien yksikköhinnat. Moduulilla tarkoitetaan INL:n raportissa olevaa moduulia, josta kyseinen hinta on saatu. [INL 2009]

Prosessi	Yksiköt	Moduuli	Alempi yks.hinta	Nimellinen yks.hinta	Ylempi yks.hinta
Luonnonuraani	[€/kgU]	A	20	50	190
Konversio	[€/kgU]	B	4	7	11
Rikastus	[€/SWU]	C	60	80	100
Polttoaineen valmistus					
- LWR-UO ₂	[€/kgU]	D1-1	150	190	220
- MOX-LWR	[€/kgU]	D1-2	2200	2400	3700
- MOX-FR*	[€/kgU]	D1-4	2400	3000	4400
- Vaippa	[€/kgU]	D1-4	260	370	520
DepU käsittely	[€/kgU]	K1	4	8	36

* Aktinidien kierrätyksessä kustannus kerrotaan kertoimella 1,2.

Taulukko 2. Ydinpolttoainekierron loppuosan eri kustannuskomponenttien yksikköhinnat. SNF = käytetty polttoaine, MA = sivuaktinidit, HLW = korkea-aktiivinen jäte, repU = jälleenkäsittely uraani. Moduulilla tarkoitetaan INL:n raportissa olevaa moduulia, josta kyseinen hinta on saatu. [INL 2009]

Prosessi	Yksiköt	Moduuli	Alempi yks.hinta	Nimellinen yks.hinta	Ylempi yks.hinta
Polttoaineen jälleenkäsittely					
- UO ₂	[€/kg]	F1	650	810	960
- MOX	[€/kg]	F1	1300	1600	1900
Varastointi					
- SNF	[€/kgHM]	E2	70	90	220
- Pu, MA	[€/kg]	E3	2400	3200	4300
Kunnostus, pakkaus					
- SNF	[€/kgHM]	G1	40	70	90
- HLW	[€/kg]*	G2	1600	3600	4800
Loppusijoitus					
- SNF	[€/kgHM]	L1	290	470	720
- HLW	[€/kg]*	L2	1200	3900	5800
RepU käsittely	[€/kgU]	K2	5	6	22

* yksikkö tarkoittaa loppusijoitettavien fissiotuotteiden määrää kilogrammoissa. Tässä työssä loppusijoitettavien MA:n kustannuksena on pidetty samaa.

Taulukko 3. Ydinpolttoainekierron kuljetusten yksikköhinnat. SNF=käytetty polttoaine, MA=sivuaktinidit, HLW=korkea-aktiivinen jäte, repU=jälleenkäsittely uraani. Moduulilla tarkoitetaan INL:n raportissa olevaa moduulia, josta kyseinen hinta on saatu. [INL 2009]

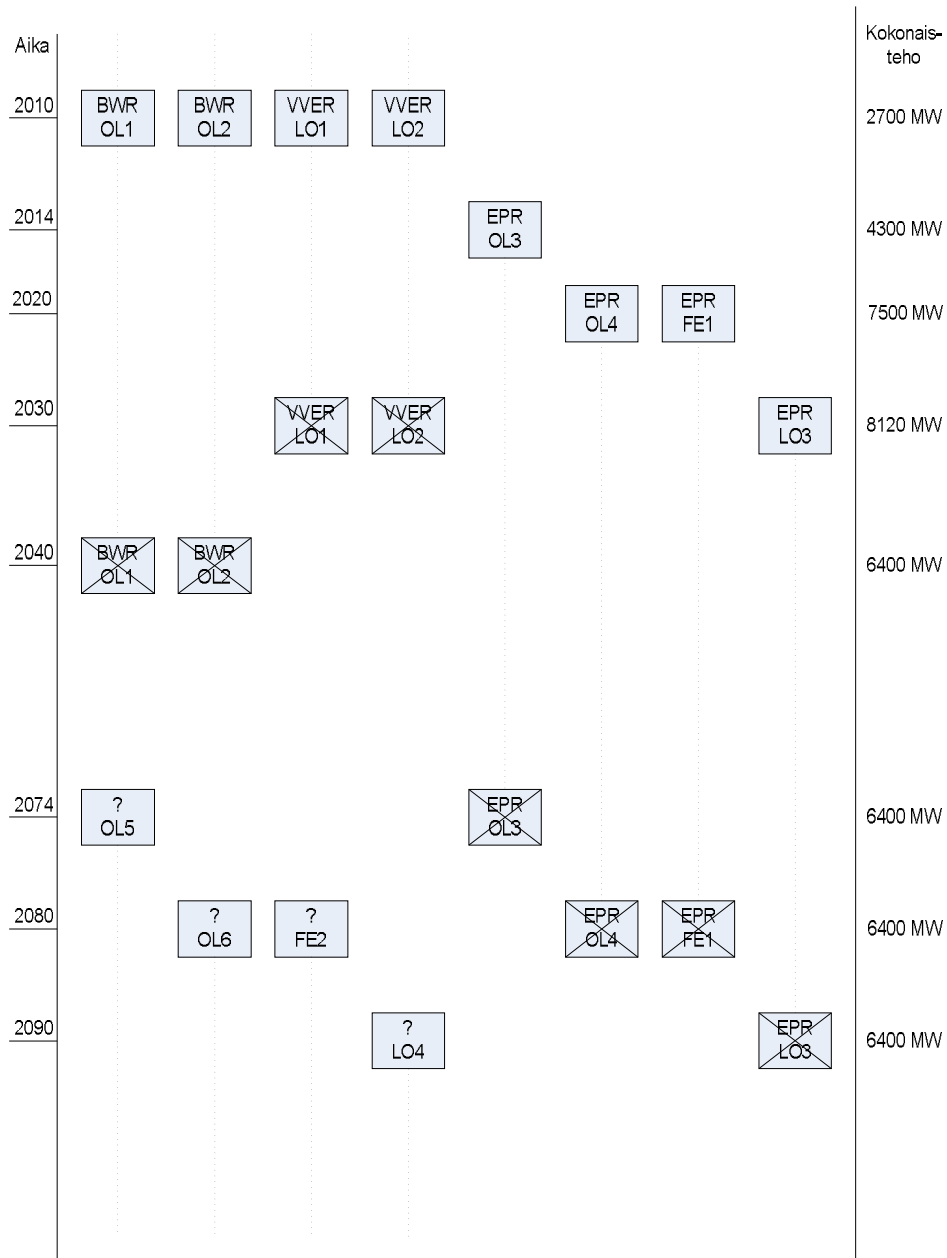
Kuljetus	Moduuli	Matkan pituus	Yksiköt	Alempi yks.hinta	Nimell. yks.hinta	Ylempi yks.hinta
NatU konver- sioon, K1	O	1500 km	[-€/t-km]	0,45	0,58	0,80
SNF jälleen- käsittelyyn, K2	O	500 km	[-€/t-km]	16	19	23
SNF loppusi- joitukseen, K3	O	800 km	[-€/t-km]	24	29	34
HLW loppusi- joitukseen*, K3	O	800 km	[-€/t-km]	1	2,37	4

* Kustannuksen pienuus käytettyyn polttoaineeseen verrattuna johtuu siitä, ettei kuljetusastian hinta ole mukana. Se on laskettu mukaan kunnostuksen ja pakkauksen yksikköhintaan.

Taulukko X. Termisen ja nopean reaktorin yksikkökustannukset. k&k = käyttö&kunnossapito. Moduulilla tarkoitetaan INL:n raportissa olevaa moduulia, josta kyseinen hinta on saatu. [INL 2009]

	Moduuli	Yksiköt	Alempi yks.hinta	Nimell. yks.hinta	Ylempi yks.hinta
Terminen reaktori					
Investointikustannukset	R1	[€kW _e]	1900	2800	4700
Kiinteät k&k - kustannukset + käytöstä poisto	R1	[€kW.a]	40	48	58
Muuttuvat k&k - kustannukset + kehityskustannukset (ei polttoainekustannuksia)	R1	[€kWh]	$0,6 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-3}$
Nopea reaktori					
Investointikustannukset	R2	[€kW _e]	2400	3300	6100
Kiinteät k&k - kustannukset + käytöstä poisto	R2	[€kW.a]	43	50	61
Muuttuvat k&k - kustannukset + kehityskustannukset (ei polttoainekustannuksia)	R2	[€kWh]	$0,7 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$

ARVIO SUOMEN REAKTORIKOKKOONPANON MUUTOKSESTA AJAN SUHTEEN



Kuva 1. Arvio Suomen ydinvoimakapasiteetin muutoksesta tulevina vuosikymmeninä.

SUOMEN YDINVOIMASKENAARION ARVIOINNISSA KÄYTETTYJEN REAKTOREIDEN OMINAISUUKSIA

Taulukko 1. Suomen ydinvoimaskenaarion arvioinnissa käytettyjen reaktoreiden ominaisuuksia.

Ominaisuus	VVER	BWR	EPR	EFR
Sähköteho, [MW]	488	860	1600	1580
Hyötysuhde, [%]	33	33	37	44
Palama, [MWd/kg]	40	37	45*	134
Rikastusaste, [%]	3,95	3,55	4*	22,4
Polttoaine reaktorissa, [a]	3	4	4*	5
Köyhdytetyn uraanin U-235 osuus, [%]	0,25	0,25	0,25	0,25
Käyttökerroin, [%]	93	93	93	90
Tehotiheys, [kW/kg]	39	29	33,6	86,27

* Näiden arvojen oletetaan muuttuvan vuoden 2020 jälkeen. Palama oletetaan nousevan noin 60 MWd/kg, rikastusaste 5 % ja polttoaineen reaktorissa oloaika 5 vuoteen.