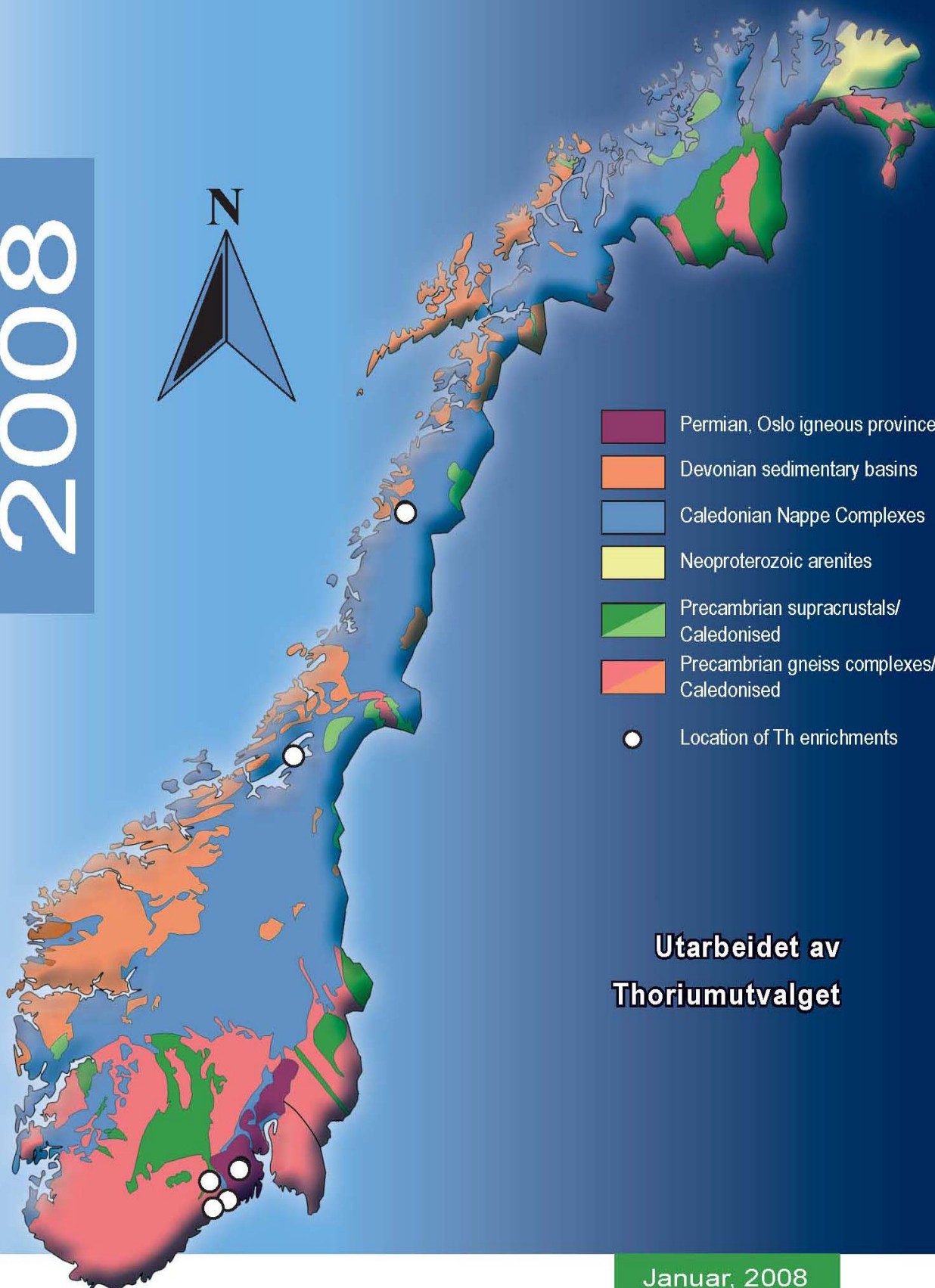
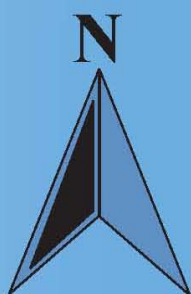


THORIUM SOM ENERGIKILDE - Muligheter for Norge

2008



Utarbeidet av
Thoriumutvalget

Januar, 2008

Utgitt av *Thoriumutvalget*, februar 2008.

Utvalget ble utpekt av *Norges forskningsråd* på vegne av *Olje- og energidepartementet (OED)*.

Sekretariat: *Institutt for energiteknikk*

Forskningsrådet: www.forskningsradet.no

Olje- og energidepartementet: www.regjeringen.no/oed

ISBN 978-82-7017-698-4 (printed) ISBN 978-82-7017-699-1 (electronic)

Dersom det er uoverensstemmelser mellom den norske og den engelske versjonen av Thoriumrapporten, så er det den engelske versjonen som er gjeldende.

Engelsk versjon av Thoriumrapporten: *Thorium as an Energy Source – Opportunities for Norway*.
ISBN 978-82-7017-692-2 (printed) ISBN 978-82-7017-693-9 (electronic)

Forsidebilde:

Kilde: Norges geologiske undersøkelse (NGU)

INNHOLDSFORTEGNELSE

1.	OPPSUMMERING.....	1
2.	INTRODUKSJON	6
2.1	VERDENS ENERGISITUASJON.....	6
2.2	VERDENS ELEKTRISITETSSITUASJON.....	7
2.3	SITUASJONEN I EU.....	9
2.4	SITUASJONEN I NORGE.....	10
2.5	STATUS FOR KJERNEKRAFTEN.....	14
2.6	URANRESSURSER	16
2.7	THORIUMRESSURSER	19
2.8	VERDENSOSPENNENDE THORIUMAKTIVITETER	21
3.	THORIUMRESSURSER I NORGE.....	22
3.1	RESSURSER - GEOLOGISKE FELT MED HØYE THORIUMFOREKOMSTER	22
3.1.1	<i>Thorium i alkaliske komplekser og tilhørende pegmatitter.....</i>	<i>23</i>
3.1.2	<i>Thorium i granittisk pegmatitt</i>	<i>23</i>
3.1.3	<i>Thorium i karbonatitt.....</i>	<i>23</i>
3.1.4	<i>Thorium i tungmineralsand.....</i>	<i>23</i>
3.2	FEN-KOMPLEKSET I TELEMARF FYLKE	24
3.3	SAMMENDRAG AV THORIUMRESSURSENE I NORGE.....	27
4.	BEGYNNELSEN (<i>FRONT END</i>) AV BRENSSELSSYKLUSEN TIL THORIUM.....	30
4.1	BEHANDLING AV THORIUMMALM	30
4.1.1	<i>Gruvedrift og utvinning.....</i>	<i>31</i>
4.1.2	<i>Foredling</i>	<i>31</i>
4.1.3	<i>Reduksjon til thorium-metall eller thoriumoksid.....</i>	<i>32</i>
4.2	TEKNOLOGISTATUS FOR FABRIKASJON AV THORIUMBRENSSEL	32
4.2.1	<i>Thoriummetallbrensel.....</i>	<i>32</i>
4.2.2	<i>Thoriumoksidbrensel.....</i>	<i>33</i>
4.2.3	<i>Blandet oksid brensel (mixed oxide)</i>	<i>33</i>
4.2.4	<i>Industriell prototyp produksjonsfabrikk for brensel som inneholder thorium</i>	<i>35</i>
4.3	BRENSELSEGENSKAPER OG -OPPFØRSEL	36
4.3.1	<i>LWR Brenselsoppførsel.....</i>	<i>36</i>
4.3.2	<i>HTGR brenselsoppførsel.....</i>	<i>37</i>
5.	KJERNEKRAFTREAKTORER FOR THORIUM	38
5.1	EGENSKAPER TIL DET FERTILE MATERIALET THORIUM-232.....	39
5.2	EGENSKAPER TIL DET FISSILE MATERIALET URAN-233.....	40
5.3	TIDLIGERE ERFARINGER	41
5.3.1	<i>Lettvannsreaktorer (LWR)</i>	<i>43</i>
5.3.2	<i>Høytemperatur gasskjølte reaktorer (High Temperature Gas Cooled Reactor, HTGR)</i>	<i>43</i>
5.3.2.1	<i>AVR (Atom Versuchs Reaktor).....</i>	<i>44</i>
5.3.2.2	<i>Thorium høytemperaturreaktor (Thorium High Temperature Reactor, THTR).....</i>	<i>44</i>
5.3.2.3	<i>HTR som konversjons- og formeringssystem</i>	<i>46</i>
5.3.2.4	<i>Gas Turbine-Modular Helium Reactor (GT-MHR)</i>	<i>46</i>
5.3.3	<i>Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)</i>	<i>47</i>
5.3.4	<i>Konklusjon</i>	<i>47</i>
5.4	FRAMTIDIGE KJERNEKRAFTSYSTEMER.....	48
5.4.1	<i>Den indiske avanserte tungtvannsreaktoren (AHWR).....</i>	<i>48</i>
5.4.2	<i>Fjerdegenerasjonsreaktorer.....</i>	<i>51</i>
5.4.3	<i>Saltsmelterreaktoren (MSR)</i>	<i>53</i>
5.4.4	<i>Akseleratordrevet system (ADS)</i>	<i>55</i>
5.4.4.1	<i>Historie.....</i>	<i>56</i>
5.4.4.2	<i>Beskrivelse av ADS</i>	<i>56</i>
5.4.4.3	<i>Underkritikalitet og akseleratoren</i>	<i>60</i>
5.4.4.4	<i>Teknologiske emner om mellom-til-høyeffekts spallasjonsmål for ADS.....</i>	<i>60</i>
5.4.4.5	<i>Sikkerhetsaspekter ved akseleratordrevne systemer.....</i>	<i>62</i>

5.4.4.6	Fordeler med ADS	65
5.4.4.7	Ulemper med ADS	66
5.4.4.8	Konklusjon	66
5.4.4.9	Status for ADS FoU-aktiviteter	67
5.4.4.10	Veikart for et eksperimentelt ADS i Europa	69
6.	AVSLUTNINGEN (BACK END) TIL BRENSELSSYKLUSEN FOR THORIUM	71
6.1	THORIUMBRENSELSSYKLUSEN I REAKTORER	71
6.1.1	Åpen brenselssyklus for thorium	71
6.1.2	Lukket brenselssyklus med thorium	72
6.2	BRENSELSSYKLUS FOR THORIUM I ET AKSELERATORDREVET SYSTEM (ADS)	74
6.3	REPROSESSERING AV THORIUMBASERT BESTRÅLT BRENSEL OG AVFALLSHÅNDTERING	75
6.3.1	Første fase operasjoner for reprosessering av brukt brensel	75
6.3.2	Separasjon- og renfremstillingsprosessen: THOREX-Prosessen	77
6.3.3	Avfallsbehandling	78
6.3.4	Tørr-reprosessering	78
7.	STRÅLEVERN FOR MENNESKER OG MILJØ	79
7.1	DOSER FRA BEGYNNELSEN (FRONT END) AV THORIUMSYKLUSEN	80
7.2	DE RADIOLOGISKE FORHOLDENE I FENSOMRÅDET	82
7.3	DOSER RELATERT TIL AVSLUTNINGEN (BACK END) AV THORIUMSYKLUSEN	83
7.4	SIKKERHET OG ULYKKER	83
7.5	STRÅLEVERNLOVEN	84
8.	LOVER OG FORSKRIFTER	87
8.1	UTVINNING AV THORIUMMINERALER I NORGE: GRUVEDRIFT OG OPPARBEIDING AV THORIUM	87
8.2	IMPORT AV THORIUM TIL NORGE OG EKSPORT AV THORIUM FRA NORGE	88
8.3	ANRIKNING, BRENSELPRODUKSJON, DRIFT OG AVFALLSDEPONERING	88
8.4	OPPFØRING AV EN THORIUMBASERT ATOMREAKTOR I NORGE	89
8.5	ETABLERING AV ET THORIUMBASERT ADS I NORGE	90
8.6	SIKKERHETSTILTAK OG KRISEBEREDSKAP	90
8.7	ATOMANSVAR (ERSTATNING OG FORSIKRING)	90
8.8	KONTROLL MED FREDELIG UTNYTTING AV ATOMENERGI	90
8.9	KONKLUSJONER	91
9.	IKKE-SPREDNING	92
10.	ØKONOMISKE FORHOLD	94
11.	FORSKNING, UTVIKLING, UTDANNING OG OPPLÆRING	96
11.1	MASTER- OG PhD-UTDANNING INNEN NUKLEÆRVITENSKAP I NORGE	96
11.2	NORSK KOMPETANSE INNEN KJERNEKRAFTTEKNOLOGI	97
11.3	LEVERANDØRER INNEN NORSK INDUSTRI	98
11.4	RELEVANT FORSKNING OG UTVIKLING I NORGE	98
11.5	UTDANNING INNEN KJERNEKRAFTTEKNOLOGI	99
11.5.1	Finland	100
11.5.2	Sverige	100
11.5.3	UK	101
11.5.4	Canada	102
11.5.5	Europeisk Samarbeid	102
11.5.5.1	NEPTUNO-prosjektet	102
11.5.5.2	ENEN-prosjektet	103
11.5.5.3	EURAC-prosjektet	104
11.5.6	World Nuclear University (WNU)	104
12.	KONKLUSJONER OG ANBEFALINGER	106
13.	APPENDIKS A: INTRODUKSJON TIL KJERNEKRAFT	109
14.	APPENDIKS B: REAKTORTEKNOLOGI	111
14.1	APPENDIKS B1: TRYKKVANNREAKTOREN (PWR)	111

14.2	APPENDIKS B2: KOKVANNREAKTOREN (BWR).....	112
14.3	APPENDIKS B3: TUNGTVANNREAKTOREN (PHWR ELLER CANDU-REAKTOREN).....	113
14.4	APPENDIKS B4: GASSKJØLTE REAKTORER (GCR).....	114
14.5	APPENDIKS B5: BREEDERREAKTOREN (FBR) (AVLS-REAKTOREN).....	115
15.	APPENDIKS C: UTDANNING OG TRENING	116
16.	APPENDIKS D: STRÅLEVERN	121
16.1	APPENDIKS D1: NOTAT FRA STATENS STRÅLEVERN.....	121
16.2	APPENDIKS D2: DECAY PROPERTIES OF THE TH-232 AND U-238 DECAY SERIES	130
17.	FIGURLISTE.....	132
18.	FORKORTELSER	133
19.	REFERANSER	137

Forord

Det norske *Olje- og energidepartementet* bestemte at mulighetene for å ta i bruk thorium som energikilde skulle undersøkes. Norges forskningsråd fikk ansvaret for å organisere dette studiet og *Thoriumutvalget* ble etablert i mars 2007.

Thoriumutvalget hadde en bred internasjonal representasjon og inkluderte følgende medlemmer:

Formannen av Thoriumutvalget:

- ➔ *Professor Mikko Kara*
Direktør VAPO, Finland
(Tidligere viseadministrerende direktør for *VTT Technical Research Centre* i Finland)

Utvalgsmedlemmene har vært:

- ➔ *Professor Sven Kullander*
Kungliga Vetenskapsakademien og universitetet i Uppsala, Sverige
(også formann av Energikomiteèn ved det svenske Vitenskapsakademiet)
- ➔ *Professor Dieter Röhrich*
Institutt for fysikk og teknologi, universitetet i Bergen (UiB), Norge
- ➔ *Dr. Thierry Dujardin*
Visedirektør for vitenskap og utvikling,
OECD Nuclear Energy Agency (OECD/NEA), Paris
- ➔ *Dr. Yacine Kadi*
Nukleæringenør ved *the European Organization of Nuclear Research (CERN)*, Sveits
- ➔ *Cand.Real. Sverre Hval*
Forskningsleder, Institutt for energiteknikk (IFE), Kjeller, Norge
- ➔ *Professor Brit Salbu*
Isotoplaboratoriet, universitetet for miljø- og biovitenskap (UMB), Ås, Norge
- ➔ *Professor Finn Ingebretsen*
Fysisk institutt, universitetet i Oslo (UiO), Norge

Utvalgsobservatører har vært:

- ➔ *Dr. Bjørn Jacobsen*
Seniorrådgiver, divisjon for vitenskap, avdeling for naturvitenskap og teknologi,
Norges forskningsråd
- ➔ *Marius Knagenhjelm*
Førstekonsulent, Det norske olje- og energidepartementet (OED)

Sekretariat:

- ➔ *Cand.Scient. Lise A. Moen*
Senior reaktorfysiker, Institutt for energiteknikk (IFE),
OECD Halden Reactor Project, Norge

Thoriumutvalget ble gitt følgende mandat:

”Utvalgets arbeid og den resulterende rapporten skal etablere et godt faktagrunnlag i forhold til både muligheter og risiko ved bruk av thorium til energiproduksjon på lang sikt. Utredningen bør gjennomføres som et mulighetsstudium (screening) basert på en gjennomgang av de norske thoriumressursene og status for de sentrale teknologiene.

Rapporten skal vurdere relevante teknologier for anvendelse av thorium til energiproduksjon. Dette vil innebære bl.a. ulike konsepter for thoriumbasert energiproduksjon, reaktorteknologi, brenselssyklus, utfordringer, risikoaspekter, miljøproblemer inklusive avfallslagring og vurdering av dette opp mot annen kjernekraftproduksjon.

Rapporten skal diskutere signifikante utfordringer relatert til de sentrale teknologiene, belyse den internasjonale interessen for utvikling av thorium som energikilde og gi en vurdering av hvilke forutsetninger Norge har for å delta i en eventuell framtidig utvikling av thorium som energikilde.

Departementet legger vekt på at rapporten skal være riktig balansert og kunnskapsbasert. Det forsettes at Utvalget konsulterer internasjonal ekspertise der dette er nødvendig for å sikre kvaliteten på utredningen. Rapporten skal være ferdig innen utgangen av 2007 og sluttrapporten skal være tilgjengelig på norsk.”

Denne rapporten er skrevet i henhold til mandatet ovenfor.

Takk

Thoriumutvalget ble etablert i begynnelsen av 2007 med velkjente eksperter på det nukleære området fra Norge, OECD/NEA, Sverige og Sveits som utvalgsmedlemmer. Vi hadde til sammen 6 en dags møter i Oslo og noen av møtene fortsatte den påfølgende dagen. Gjestfriheten til *Norges forskningsråd* har blitt satt stor pris på.

Jeg vil på det varmeste takke alle utvalgsmedlemmene for deres vilje til samarbeid og aktive arbeidsinnstilling. Diskusjonene på møtene var livlige og konstruktive. Vi unngikk ikke den nødvendige filosofiske debatten som gav oss alle en nyttig bakgrunn for denne type diskusjoner om langsiktige energisystemer. Når en diskuterer langsiktige energivisjoner og prognoser kommer en tett på den enkeltes vitenskapelige og sosiale bevissthet som leder til de mest interessante diskusjoner.

Som eksterne kilder inviterte Utvalget følgende internasjonale nukleære vitenskapsmenn og eksperter:

- *Dr. Hattangadi Suresh Kamath*,
Direktør for *Nuclear Fuels Group, Bhabha Atomic Research Centre (BARC)*, India.
- *Professor Kurt Kugeler*,
Institutt for reaktorsikkerhet og -teknologi, RWTH universitetet i Aachen, Tyskland.
- *Professor Ulrich Ratzinger*,
Institutt for anvendt fysikk, J.W. Goethe universitetet i Frankfurt, Tyskland.
- *Dr. Claude Renault*,
Leder av styringsutvalget for Generasjon-IV saltsmeltedreaktoren, CEA Frankrike.
- *Dr. Gunnar Saxebøl*,
Avdelingsdirektør, Avdeling strålevern og sikkerhet, Statens strålevern.
- *Dr. Per Strand*,
Avdelingsdirektør, Avdeling beredskap og miljø, Statens strålevern.

Eksterne rapporter har også blitt levert av:

- *K. Kugeler, N. Pöppe, S. Jühe, O. Schitthelm*: "Use of Thorium in the nuclear energy technology - experiences in Germany". Institute of reactor safety and - technology, RWTH Aachen University, September 2007.
- *Ingvar Lindahl*: "Thorium resources in Norway", Norges geologiske undersøkelse (NGU), Oktober 2007.
- *Mette Seyersted*: "Notat til Thoriumutvalget", Statens strålevern, November 2007.

De gav oss alle interessante, høykvalitetsforelesninger og rapporter om varierende temaer hva angår thorium som nukleært brennstoff og som energikilde. Vi er alle takknemlige overfor disse ekspertene for deres entusiastiske og kunnskapsfulle innspill til Utvalgets arbeid. Mye av informasjonen som har blitt gitt er blitt brukt direkte i denne rapporten.

Jeg vil også takke det norske *Olje- og energidepartementet* for denne svært utfordrende oppgaven. Dette arbeidet har samtidig vært særdeles relevant fra et globalt, klimagass-synspunkt men også sett i forhold til den pågående utviklingen innenfor kjernekraftområdet. Den ustabile prisen på fossilt brensel satte en ekstra spiss på denne type langtidstenkning.

Sist, men ikke minst, vil jeg takke vår sekretær Lise, som med sin positive karakter har utført mer av rapporteringsarbeidet enn vi rimeligvis kunne forventet.

Mikko Kara

Utvalgets formann

1. OPPSUMMERING

Introduksjonen (Kapittel 2) oppsummerer verdens energisituasjon, mens hovedpunktene funnet av *Thoriumutvalget* med hensyn til mandatet er oppsummert nedenfor.

Thoriumressurser i Norge (Kapittel 3)

I følge USAs geologiske undersøkelse (2007) har Norge en av de største thoriumressursene i verden. Den rapporterte ressursen på 170 000 tonn har et potensielt energiinnhold som tilsvarer ca. 100 ganger den oljen som Norge har tatt ut pr. i dag pluss innholdet av de gjenværende reservene til sammen.

Mesteparten av de thoriumrike mineralene er lokalisert i 3 hovedområder: *Fen* i Telemark fylke, det *permiske Oslo-området*, og på sørøstkysten av Norge, i *Kragerø- og Langesund-området*. En rekke mineraler som inneholder thorium har blitt identifisert i disse områdene. *Fensfeltet* er ansett som den mest lovende ressursen, med thoriuminnhold på omkring 0,1 - 0,4 wt% (vektprosent).

Kunnskapen om norske, thoriumrike mineraler og deres konsentrasjoner er hovedsakelig basert på resultater fra uranundersøkelser gjennomført i to perioder; fra siste verdenskrig til 1965 og fra 1975 til 1985. Thoriumnivåene ble estimert fra analyser av uran i mineralprøvene, korrelasjonen mellom uran og thorium samt fra helikopter- og bakkemålinger av gammastråling. Nylige gammamålinger fra helikopter over det *permiske Oslo-området* og *Fensfeltet* i Telemark fylke har bekreftet de tidligere resultatene fra gammaundersøkelser.

Norge har potensielle thoriumressurser, men det har aldri blitt gjennomført kartlegginger spesielt for thorium. Kunnskapen om konsentrasjon og tilhørende volumer er begrenset. De oppgitte vektestimatene (USAs geologiske undersøkelse, 2007) av thoriumressurser dateres tilbake til 1950- til 1960-tallet, og er usikre. Derfor bør undersøkelser av ressursene, ikke bare i *Fensfeltet* men også andre steder i Norge, gjennomføres i tillegg til mineralogisk og mineral-separasjonsstudier før det kan avgjøres hvorvidt thoriumressursene i Norge kan defineres som økonomiske verdier for fremtidige generasjoner.

Begynnelsen (*front end*) av brenselssyklusen til thorium (Kapittel 4)

Produksjonen av thorium har vært begrenset på grunn av manglende etterspørsel (det brukes hovedsakelig i spesielle glass og legeringer), og er et biprodukt fra separasjonen av sjeldne jordarter. Produksjonen av thorium er i dag noen hundre tonn årlig. Produksjonen nådde omkring 1000 tonn i 1970-årene og har siden minket på grunn av etterspørselsmangel.

På grunn av thoriums kjemiske og radiologiske giftighet og pyroforisitet kreves nødvendig tilrettelegging for utvinning og prosessering. Likevel, som et resultat av den svært lange halveringstiden kan begrensede mengder thorium-232 lett håndteres, mens noe skjerming er nødvendig for store mengder. Preparering av thoriumbrensel er noe mer kompleks og dyrere enn for uranbrensel.

Thorium som nukleært brensel er teknisk veletablert og oppfører seg bemerkelsesverdig godt i lettvanns- og høytemperatur-reaktorer. Thorium har, som følge av dets utmerkede kjemiske- og metallografiske stabilitet, vist svært god motstand mot nøytronskader.

Kjernekraftreaktorer for thorium (Kapittel 5)

I 1960- og 70-årene ble utviklingen av thoriumbrensel for kjernekraft vist stor interesse på verdensbasis. Det ble demonstrert at thorium kunne brukes i praktisk talt enhver eksisterende reaktortype. En stor arbeidsinnsats ble gjort som resulterte i flere interessante utviklinger, inkludert prototyper av høytemperatur-reaktorer, letevannsreaktorer og saltsmeltreaktorer.

De fleste prosjekter der thorium ble brukt i brenselssyklusen ble avsluttet innen utgangen av 1980-tallet. Årsaken til dette ser ut til å være tredelt: (1) thoriumbrenselssyklusen kunne ikke konkurrere økonomisk med den mer velkjente uranbrenselssyklusen, (2) i mange land var det mangel på politisk støtte for utvikling av kjernekraftteknologi i etterkant av Tsjernobylulykken og (3) en økende, verdensomspennende bekymring hva angikk spredningsrisikoen forbundet med reprosessering av brukt brensel.

Bruk av thorium som kjernebrensel er i dag mer eller mindre aktivt i tre program:

- På lang sikt har det Indiske programmet som mål å brenne uran-233 og plutonium, sammen med thorium, i avanserte tungtvannsreaktorer. Disse reaktorene vil produsere omkring 70 % av effekten fra thorium, der uran-233 og plutonium tidligere er produsert i hurtige formeringsreaktorer.
- Saltsmeltreaktoren er ett av seks satsingsområder under utvikling i *Generasjon IV international forum (GIF)*. I GIF-programmet har verdens ledende kjernekraftnasjoner samlet seg om felles teknologi for å møte verdens framtidige energibehov. I dag er imidlertid thorium ikke et prioritert tema innenfor GIF.
- Det akseleratordrevne systemet (ADS), som kobler sammen en akselerator, en spallasjonskilde og en underkritisk reaktor, er under utvikling innenfor rammeprogrammet til *Euratom (European Atomic Energy Community)*. På det nåværende tidspunkt fokuseres dette prosjektet mer på transmutasjon av høyaktivt avfall enn på energiproduksjon.

Thorium-232 brukt som fertilt materiale for produksjon av uran-233 har som hovedfordel framfor uran-238 at plutonium eller andre transuraner praktisk talt ikke blir produsert, slik at avfallsproduktene er fri for langlivede α -utsendere. Thorium brukt i ADS kan lette brenningen av plutonium eller transuraner uten å bruke uran-238. Noen fordeler ved disse systemene, i tillegg til at avfallet har lav strålingsgiftighet, er de styrkede sikkerhets-fordelene og større fleksibilitet for produksjon av fissilt materiale (*breeding*).

Avslutningen (*back end*) til brenselssyklusen for thorium (Kapittel 6)

Reprosessering av thoriumbrensel krever mer utvikling enn en tidligere regnet med. Selv om de kjente prinsippene for løsningsekstraksjon adopteres (THOREX, *thorium extraction*), kan ikke eksisterende metoder benyttes uten modifikasjon. Dette vil kreve en betydelig arbeidsinnsats på metodeutvikling.

Avfallshåndtering vil følge kjente prosedyrer og metoder. Selv om fluorid og aluminium kan ha noe påvirkning på behandlingen av høyaktivt avfall, er strålingsgiftigheten av protactinium-231 hovedproblemet. Denne langlivede radionukliden er kandidat for oppsplitting til andre aktinider, men den eksisterende metode kan ikke benyttes for protactinium. Mellomaktivt avfall vil i prinsippet bli det samme som for den mye brukte plutonium-uran ekstraksjonsprosessen (PUREX), og behandlingen av dette trenger ingen spesielle undersøkelser.

Strålevern for mennesker og miljø (Kapittel 7)

Strålevernskrav for thoriumsyklusen vil bli lavere enn kravene for uransyklusen. De høye strålingsnivåene fra thorium og uran og deres datterprodukter i *Fensfeltet* bidrar til den høyeste utendørs og innendørs gammaeksponering til mennesker som noen gang har vært rapportert i Norge, og er blant de høyeste i Europa. Naturlig bakgrunnsstråling er i prinsippet ikke regulert. Doser til mennesker og miljø fra eventuelt framtidige eksponeringer assosiert med thoriumbrenselssyklusen vil bli regulert av *Strålevernloven* og *tilhørende reguleringer*. Uansett er krav om fullmakt for gruvedrift og utvinning av thorium ikke inkludert i den nåværende strålevernsloven. En revisjon av *Loven* vil derfor bli nødvendig.

Lover og forskrifter (Kapittel 8)

Når det gjelder etablering av thoriumbasert industri i Norge er krav gitt i en rekke lover og reguleringer, hovedsakelig i *Atomenergiloven* og *Strålevernloven*. Atomenergiloven fra 1972 regulerer aktiviteter i forbindelse med de eksisterende norske forsøksreaktorene. En konvensjonell thorium-uranbasert nukleær installasjon vil mest sannsynlig bli dekket av de eksisterende krav om lisensiering. Et rent thoriumbasert system, som et akseleratordrevet system (ADS), ikke dekkes. Atomenergiloven vil derfor mest sannsynlig bli revidert eller endret.

Ikke-spredning (Kapittel 9)

Uranbaserte brenselssykluser krever anriknings- og reprosesseringsanlegg som benytter teknologi opprinnelig utviklet for militære formål og som gir store mengder av fissile plutoniumisotoper i brukt brensel. I Thorium-uran (Th-232/U-233) brenselssyklusen produseres ikke plutonium. En av de beste måtene, teknisk sett, å bli kvitt plutoniumlagre på er å brenne det i et thorium-plutonium MOX-brensel.

Spredningsrobustheten til uran-233 avhenger av reaktor- og reprosesseringssteknologiene. I utviklingen av en reaktorteknologi og dens brenselssyklus for sivilt bruk burde thoriumbrenselssyklusen ha en fordel som kan utnyttes hva angår spredningsrobustheten. Som følge av mangel på erfaring med anlegg med thoriumbrenselssyklus i industriell skala antas samme sikkerhetsforanstaltning som for plutonium som obligatorisk inntil det motsatte er påvist.

Økonomiske forhold (Kapittel 10)

På grunn av mangel på data virker det upraktisk å utvikle meningsfulle kostnadsplaner for ethvert kjernekraftsystem som bruker thorium. Det virker imidlertid åpenbart at kostnadsbidraget fra råmaterialet til kostnad for generert elektrisitet er liten, sammenlignbart med kostnadsbidraget for uransyklusen eller kanskje lavere. Den viktigste økonomiske utfordringen for utviklingen av thoriumbasert energiproduksjon vil være tilgangen på finansiering som er nødvendig for å gjennomføre den påkrevde forskningen og utviklingen. Til sammenlikning brukte Tyskland på 1970-tallet omkring 500 millioner euro i datidens penger til å utvikle en thoriumbrenselssyklus og 2,5 milliarder euro for selve høytemperatur-reaktoren.

Forskning, utvikling, utdanning og opplæring. (Kapittel 11)

Mange studier (bl.a. EU, OECD/NEA) har identifisert problemet med at det ikke utdannes et tilstrekkelig antall vitenskapsmenn til å møte behovene for nåværende og framtidig europeisk nukleærindustri. Norge mistet i tillegg det meste av sine spesialister innenfor nukleære vitenskaper etter det nukleære moratorium for mer enn 25 år siden. Kunnskapsbasen ved den europeiske høyere utdanning har blitt fragmentert til det punkt der universiteter i de fleste land

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

mangler nødvendig personale og utstyr for å kunne tilby utdanning innen alle bortsett fra noen få nukleære emner.

I dag opererer *Institutt for energiteknikk (IFE)* de to forsøksreaktorene i Norge. IFE opprettholder en nasjonal kompetanse innenfor reaktorteknologi og sikkerhet basert på det internasjonale *OECD Haldenprosjekt (OECD Halden Reactor Project)*. Et bredt spektrum av brensel- og materialundersøkelser er blitt utført ved Haldenreaktoren.

Universitetet i Oslo har Norges eneste forsøksakselerator. Den viktigste nukleærforskningen, gjennomført som internasjonalt samarbeid, fokuserer på metoder og utstyr for måling av nukleær struktur.

Universitetene i Bergen og Oslo er involvert i grunnforskningsprosjekter innen teoretisk kjernefysikk. Nukleære metoder relevante for reaktorteknologi benyttes i mange vitenskapsområder ved de norske universitetene. Universitetene, i tett samarbeid med *Institutt for energiteknikk*, kan etablere og organisere kurser i relevant kjernefysikk, reaktorteori, reaktoroperasjon, materialvitenskap, strålingsrisiko og strålevern. I tillegg finnes det et EU-støttet masterprogram i radioøkologi ved *Universitetet for miljø- og biovitenskap*.

Endelige anbefalinger fra Thoriumutvalget:

1. *Ingen teknologi bør forgudes eller demoniseres. Alle karbondioksidfrie teknologier for energiproduksjon bør overveies. Et potensielt bidrag fra kjernekraft til en bærekraftig energiframtid bør anerkjennes.*
2. *En utredning av ressursene i Fensfeltet og andre steder i Norge bør gjennomføres. Det er essensielt å fastsette om thorium i norsk grunn kan bli definert som en økonomisk ressurs som framtidige generasjoner kan dra nytte av. Videre bør bruken av nye teknologier for utvinning av thorium fra de tilgjengelige mineralråstoffene studeres.*
3. *Testing av thoriumbrensel i Haldenreaktoren bør oppmuntres og dra nytte av den svært anerkjente kompetansen på kjernebrensel in Halden.*
4. *Norge bør styrke sin deltagelse i internasjonale samarbeider ved å delta i Euratoms fisjonsprogram og GIF-programmet på Generasjon-IV reaktorer velegnet for thoriumbrensel.*
5. *Utviklingen av et akseleratordrevet system (ADS) som bruker thorium er utenfor Norges muligheter alene. Deltagelse i de europeiske anstrengelsene innenfor feltet bør overveies. Norske forskningsgrupper bør oppmuntres til å delta i relevante internasjonale prosjekter, selv om disse pr. i dag hovedsakelig er fokusert på avfallshåndtering.*
6. *Norge bør bringe sin kompetanse på avfallshåndtering opp til internasjonal standard.. Et samarbeid med Sverige og Finland bør være fordelaktig.*
7. *Norge bør bringe sin kompetanse hva angår dosevurderinger relatert til brenselssyklusen til thorium opp til internasjonal standard.*
8. *Siden spredningsrobustheten til uran-233 avhenger av reaktor- og reprosesserings-teknologier bør dette aspektet være et nøkkelpunkt hvis en thoriumreaktor skal bygges i Norge.*
9. *Enhver ny nukleær aktivitet i Norge som f. eks. thoriumbrenselssyklusen vil ha behov for en sterk internasjonal sammenslåing av menneskelige ressurser, og i tilfellet av thorium, et behov for en sterk forpliktelse på lang sikt innenfor universitetsutdanning og grunnforskning. Alt dette bør inkluderes i strategien på landsbasis som har som mål å utvikle bærekraftige energikilder. Uansett bør Norge sikre sin kompetanse innenfor nukleærvitenskaper og nukleæringeniør-vitenskaper for å møte utfordringen relatert til den nye nukleære perioden i Europa. Dette inkluderer en utvidelse av faste ansatte ved universiteter og forskningsinstitutter,*

og passende finansiering for ny forskning og utvikling samt for høykvalitets forskningsbasert master- og doktorgradsutdanning.

Sluttkommentarer: *Thoriumutvalget* finner at den nåværende kunnskap om thoriumbasert energiproduksjon og geologien ikke er solide nok til å gi en endelig vurdering av verdien for Norge av et thoriumbasert system for energiproduksjon på lang sikt. *Utvalget* anbefaler at muligheten for thorium holdes åpen siden den representerer et interessant komplement til uranmuligheten for å styrke kjernekraftens bærekraftighet.

2. INTRODUKSJON

Elektrisitet har vært produsert siden 1880-tallet med formål å forsyne menneskelig, teknologisk virksomhet. Elektrisitetsforbruk og -behov har økt jevnt som følge av veksten i folketallet og industriens utvikling, så vel som den økende velstanden. Dekobling av bruttonasjonalprodukt (BNP) og energivest har delvis skjedd i de fleste OECD-land, men fortsatt ikke i de store og voksende landene som f. eks. Kina, India og Russland. Veksten i energiforbruk og etterspørsel vil bli den store utfordringen som menneskeheten i vårt århundre står overfor.

Som en innledning til denne rapporten er det i det følgende gitt en framstilling av den nåværende situasjonen når det gjelder verdens energi- og elektrisitetsbalanse, klimagassutslipp, fossile og nukleære ressurser samt et referansescenario for å beskrive utviklingen med hensyn til energibehov og karbondioksidutslipp (CO₂) i de neste 25 årene.

2.1 Verdens energisituasjon

Det er en allmenn oppfatning at verdens nåværende energipolitikk ikke er bærekraftig på lengre sikt. Hovedgrunnene er vel kjente: økende utslipp av drivhusgasser og deres negative innvirkning på klimaet så vel som bekymring for sikker energiforsyning til overkommelige priser i en sammenheng med økende energibehov, spesielt i utviklingslandene som nyter hurtig økonomisk vekst.

Det finnes ingen magisk løsning for å unngå hva *Claude Mandil*, tidligere administrerende direktør for *International Energy Agency* (IEA), omtalte som den "skitne, usikre og kostbare" energiframtid som den nåværende utvikling forbereder for oss. Dersom en effektivisering av energiforbruket og sparingstiltak er den første delen av en løsning, er utviklingen av renere teknologier for fossilt brensel (med karbonfangst og -lagring) så vel som økt anvendelse av fornybare energiformer og kjernekraft neste steg.

I henhold til IEAs referansescenario [1] som antar at verdens regjeringer vil fortsette sin nåværende politikk vil verdens primære energibehov øke med 55 % fra 2005 til 2030, d.v.s. med en gjennomsnittsvest på 1,8 % per år. Fossilt brensel vil være den dominerende energikilden og stå for 84 % av den samlede økningen. Olje vil fortsette å være den største brenselkilden selv om dens andel synker fra 35 % til 32 %. Oljebehovet vil nå 116 millioner fat/dag (bpd) i 2030, sammenlignet med 84 millioner i 2006. Dersom den betydelige økningen sett i de senere årene fortsetter, vil kullforbruket se den største økningen i absolutte mål, og stige med 73 % mellom 2005 og 2030, og samtidig øke sin andel fra 25 % til 28 % av det totale. Mesteparten av økningen i kullforbruket vil komme i Kina og India. Økningen av naturgassandelen vil være beskjeden, fra 21 % til 22 %. Rundt 22 billioner dollar i investeringer i infrastruktur er nødvendig for å møte det forventede globale behov. Mobilisering av all denne investeringen vil bli utfordrende.

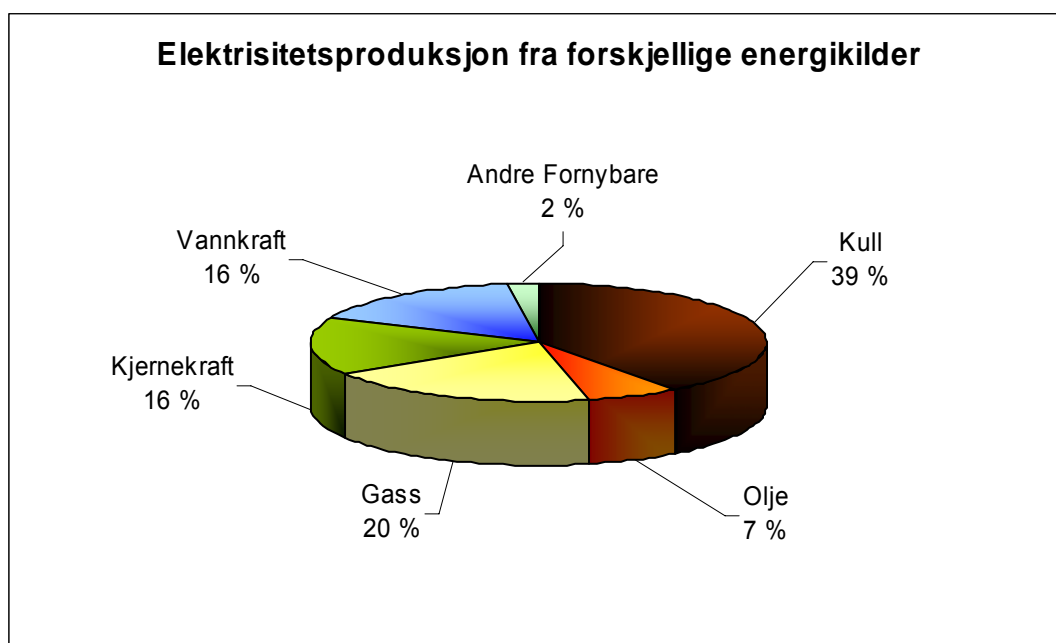
Utviklingslandene, der økonomi og befolkningstallene øker raskest, bidrar med 74 % av økningen av verdens primære energiforbruk i dette scenario. Kina og India alene vil stå for 45 % av denne økningen, OECD-landene for 20 % og de mindre landene for de gjenstående 6 %. Samlet vil utviklingslandene utgjøre 47 % av det globale energimarkedet i 2015 og mer enn halvparten i 2030, sammenliknet med bare 41 % i dag.

Med en slik utvikling i forbruket av fossilt brensel fram mot 2030 og senere, vil verden møte to energirelaterte trusler: en reell og voksende trussel mot en sikker energiforsyning og økende

miljøskader knyttet til brenning av for mye fossilt brensel. IEAs referansescenario illustrerer dette ved at Kinas og Indias totale oljeimport vil stige fra 5,4 millioner bpd i 2006 til 19,1 millioner bpd i 2030, som er mer enn dagens samlede import til Japan og USA. Sikring av en pålitelig energitilgang til en overkommelig pris vil bli en formidabel utfordring når en vet at det globale, energirelaterte utslippet av CO₂ vil øke med 57 % mellom 2005 og 2030, og der USA, Kina, Russland og India vil stå for 2/3 av denne stigningen. Kina er klart den største bidragsyter til økte utslipp og passerer nå 2007 USA som verdens største utslippsnasjon. India vil bli den tredje største utslippsnasjon i 2015. Kinas utslipp pr innbygger i 2030 vil imidlertid bare være 40 % av den i USA og omkring 2/3 av gjennomsnittet i OECD-landene.

2.2 Verdens elektrisitetssituasjon

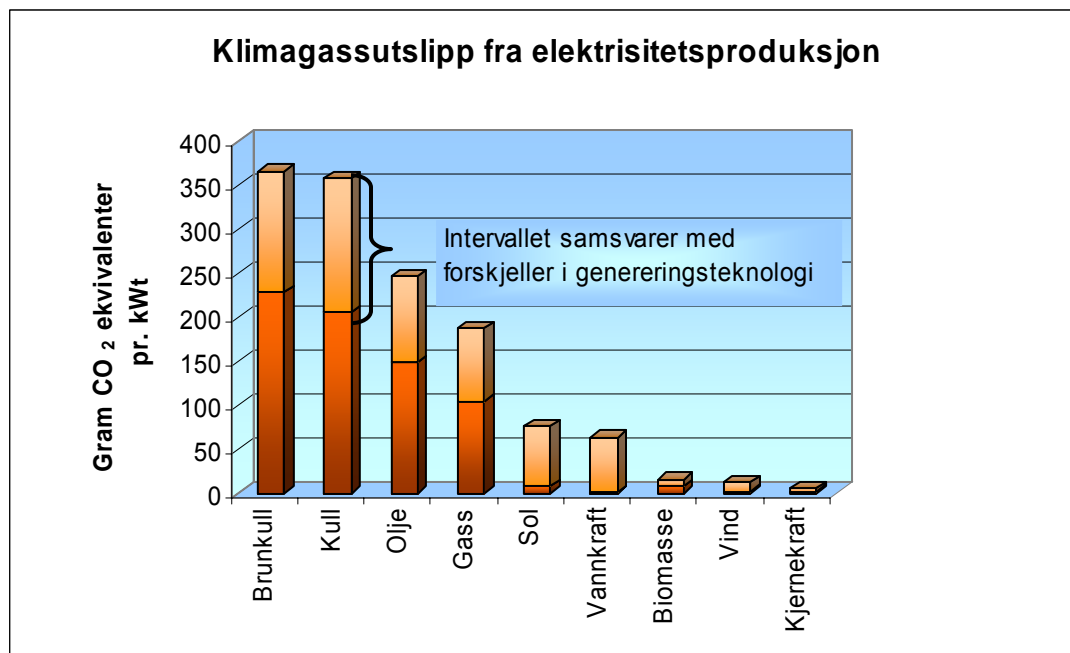
De første anleggene for strømproduksjon var vannkraftverk og kullfyrte kraftverk. Kull er fortsatt den største bidragsyteren, men elektrisitetsproduksjonen er i dag mer diversifisert med en blanding av naturgass, olje, kjernekraft, vannkraft, og små mengder av andre fornybare former som biomasse, sol, tidevann, vind og jordvarme. Figur 2.1 viser fordelingen av verdens elektrisitetsproduksjon fra de ulike kildene i 2004 [2].



Figur 2.1: Elektrisitetsproduksjon fra ulike energikilder i 2004.

(Kilde: World Energy Outlook 2006)

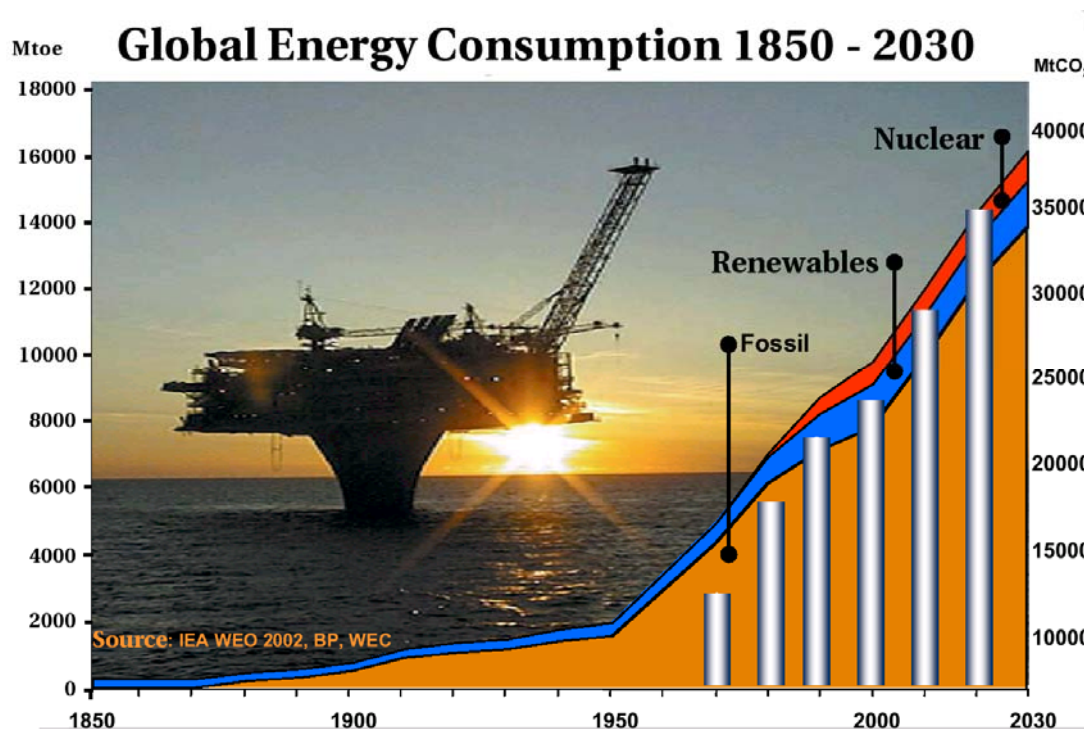
Ettersom dagens elektrisitetsproduksjon hovedsakelig er basert på ikke-fornybare energiformer, vil tilgangen på de nødvendige naturressurser bli en voksende bekymring. Jorden har rikelig med kull og kan dekke dagens behov i mer enn 250 år framover. Den er imidlertid også den største utslipper av CO₂ per kilowatt-time (kWh) produsert (se Figur 2.2). Forbruket og uttømmingen av de andre fossile brenseltyper (gass, olje) går raskere. Hvor raskt er uvisst, ettersom det vil være svært avhengig av teknologiforbedringene og priser.



Figur 2.2: Klimagassutslipp fra elektrisitetsproduksjon.

(Kilde: OECD/NEA)

I IEAs referansescenario vil verdens strømforbruk fordobles innen 2030 og nesten tredobles i utviklingslandene, og dets andel av det totale energiforbruket vil stige fra 17 % til 22 %. Fossilt brensel vil fortsatt være dominerende for elektrisitetsproduksjon og øke fra 66 % til 70 %. Av den grunn vil det globale utslippet av CO₂ fra kraftsektoren øke med 66 %, der 75 % av økningen vil komme fra kullforbruket i Kina og India. Figur 2.3 viser historisk utvikling og forventet framtidig energiforbruk i verden og tilhørende utslipp av karbondioksid (CO₂).



Figur 2.3: Historisk og forventet framtidig energiforbruk og produksjon av karbondioksid (CO₂) i verden (IEA Referansescenario).

(Kilde: IAEA bulletin n° 42/2, 2000)

2.3 Situasjonen i EU

Den gjeldende energipolitikken i EU ble formelt godkjent av Europarådet i Bryssel den 8. - 9. mars 2007. Kommisjonens planer for løsninger når det gjelder energisituasjonen og klimaendringer ("*Energy and Climate Change Package*"), som også inneholdt EUs Strategiske energiplan, ble godkjent. Rådet understreket betydningen av å begrense den globale gjennomsnittlige temperaturøkningen til 2 °C over pre-industrielt nivå. Det uttalte at "en integrert klima og energipolitikk er nødvendig" og at tre mål må følges opp:

1. *Øke sikkerheten i energiforsyningen.*
2. *Sikre konkurransedyktigheten i europeiske land og tilgang på energi til overkommelige priser.*
3. *Promotere en miljømessig, bærekraftig utvikling og bekjempe klimaendringer*

Rådet la vekt på at EU er forpliktet til å omforme Europas økonomi til å være både energieffektiv og gi lave utslipp av klimagasser. Det ble videre understreket at medlemslandenes valg av energisystemer og deres råderett over egne energiresurser skal respekteres.

EUs Klima- og energiplan - målsetninger innen 2030:

1. *Reduksjon av klimagassutslipp med 20 % sammenlignet med 1990-nivå*
2. *Reduksjon av energiforbruk med 20 % sammenlignet med 1990-nivå*
3. *Øking av andelen av fornybare resurser i EUs energisystem til 20 %*
4. *Øking av bruk av biobrensel for transportmidler til 10 %*

Rådet understreket at EU må forplikte seg til å oppnå minst en 20 % reduksjon av klimagassutslipp i 2020 i forhold til 1990-nivået. Rådet understreket også betydningen av et internt marked for gass og elektrisitet og sikre energileveranser i mulige krisesituasjoner. Et viktig punkt er karbonfangning og -lagring som vil bli en del av den europeiske, strategiske energiplanen. Denne vil bli behandlet på møtet i Europarådet våren 2008. Den viktigste gjenstående saken for å skape et indre energimarked er å effektivisere produksjonen av energi og oppmuntre til storsalg og transport mellom landene. En utvidelse av overføringsnett for elektrisitet mellom EU-landene er meget viktig.

For å sikre energiforsyningen blir det nødvendig å bygge utslippsfrie kullkraftverk, siden kull og gass står for over 50 % av EUs elektrisitetsproduksjon. Rådet arbeider derfor med en plan for konstruksjon av 12 store anlegg for demonstrasjon av bærekraftige teknologier for fossilt brensel innen 2015. Rådet er av den oppfatning at innen 2020 burde alle nye kullkraftverk bygges med CO₂ fanging og -lagring.

Et av EUs hovedmål er å spare 20 % energi innen 2020. Planen for energieffektivisering innbefatter tiltak for å gjøre energiapparat, bygninger, transport og energiproduksjon mer effektiv. Hvis dette lykkes vil EU kunne spare 780 millioner tonn utslipp av CO₂ hvert år.

Et veikart for fornybare energikilder sikter mot en 20 % andel av slike former in EUs energifordeling i 2020 og er en del av EUs klima- og energiplan. Medlemslandene skal formulere nasjonale tiltaksplaner for hver av de fornybare energisektorene - elektrisitet, biobrensel, oppvarming og kjøling. Veikartet omfatter også en samordnet plan innenfor EU, slik at i 2020 skal bruk av biobrensel i hvert av landene utgjøre 10 % av brensel til transportsektoren. I dag er andelen om lag 1 %.

Om kjernekraft uttaler Kommisjonen at den er en av de største CO₂-frie energikilder i Europa, men det er opp til det enkelte land å bestemme videre utvikling. I 2004 produserte de 152

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

reaktorene i EU gjennomsnittlig 6,7 TWh (*Tera Watt Hours Electricity*) per reaktor, svarende til 15 % av EUs energiforbruk og 31 % av elektrisitetsforbruket. For å erstatte gamle reaktorer må 50 nye anlegg bygges før 2030. Sikrere drift og forbedrede metoder for avfallshåndtering vil gradvis bli implementert, et eksempel er den nye finske reaktoren. Selv om de nåværende reaktoranleggene er svært konkurransedyktige, vil høye kapitalkostnader ved bygging av nye enheter øke forretningsrisikoen for investorene som må ta hensyn til oppnåelig markedspris ved elektrisitetssalg.

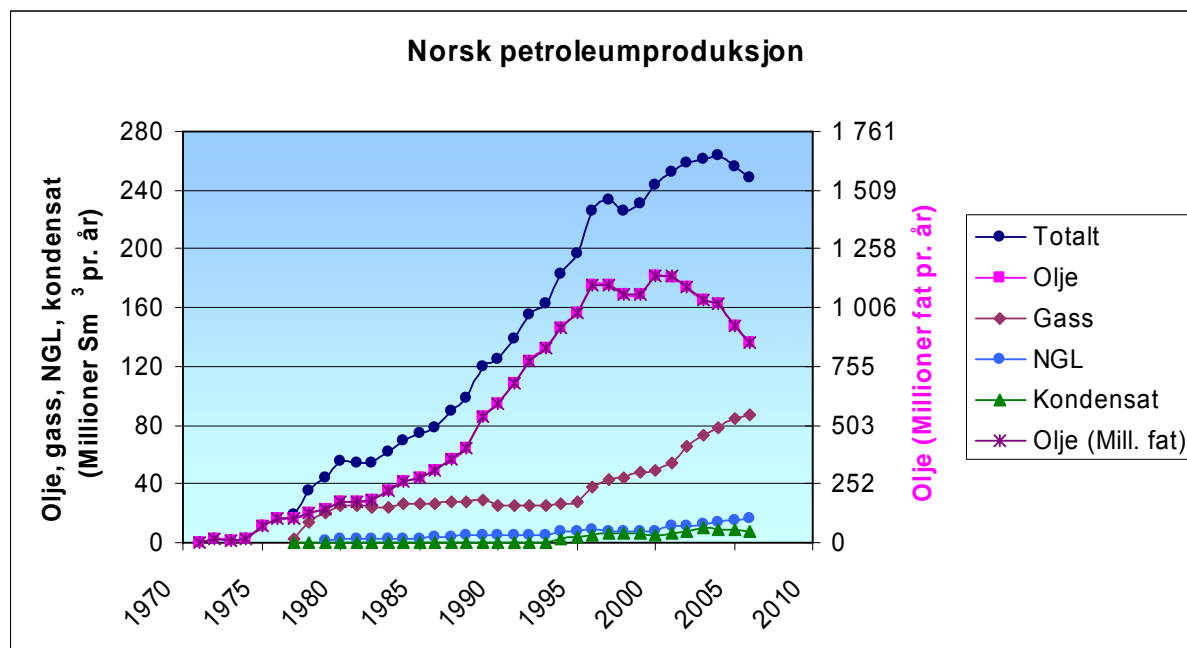
I 2004 var EUs forbruk av elektrisitet fra fornybare energikilder: vannkraft 304 TWh, vindkraft 59 TWh, biomasse 69 TWh og fra kjernekraft 986 TWh.

I EU forventes at betydningen av fri børsomsetning av elektrisitet vil øke. Allerede i dag omsettes mer enn 70 % av elektrisiteten gjennom børsen. (*Nord Pool* ble i 1996 den første internasjonale varebørs for kjøp og salg av elektrisitet). Dette gjelder også handel med utslippskvoter, hvor volumet omsatt gjennom børsen er jevnt stigende.

2.4 Situasjonen i Norge

Olje- og gassindustrien er Norges største og viktigste industri. Siden starten av virksomheten på den norske kontinentalsokkelen tidlig på 1970-tallet har denne industrien hatt vekst og en økende produksjon. Situasjonen i dag er endret, oljeproduksjonen synker gradvis for hvert år og bare få, nye drivverdige funn er gjort. Samtidig er det forventet at det fortsatt er store forekomster på den norske kontinentalsokkelen som kan bli påvist. På tross av mer enn 30 års produksjon, anslår en at bare rundt 1/3 av de totale oljeressursene på sokkelen er utvunnet.

Norges oljeproduksjon har vært stabil på ca. 3 millioner fat/dag (bpd) siden 1995, som er omlag 3,5 % av verdensproduksjonen. Av dette blir omkring 2,5 millioner bpd eksportert. Dette gjør Norge til verdens tiende største oljeprodusent og den femte største oljeeksportør. Om noen år forventes oljeproduksjonen gradvis å avta. Gassproduksjonen vil sannsynligvis øke framover og stige fra 35 % av den totale petroleumsproduksjonen i 2006 til mer enn 50 % i 2013. Petroleumsproduksjonen i Norge som omfatter olje, gass, NGL (*Natural Gas Liquid*, et samlebegrep for ulike typer av flytende petroleum) og kondensater (en type lett olje som inneholder en andel våtgass) fra 1971 til 2006 er vist i Figur 2.4. På lengre sikt vil antallet og størrelsen på nye funn være en avgjørende faktor for produksjonsnivået.



Figur 2.4: Produksjon av petroleum i Norge fra 1971 til 2006.

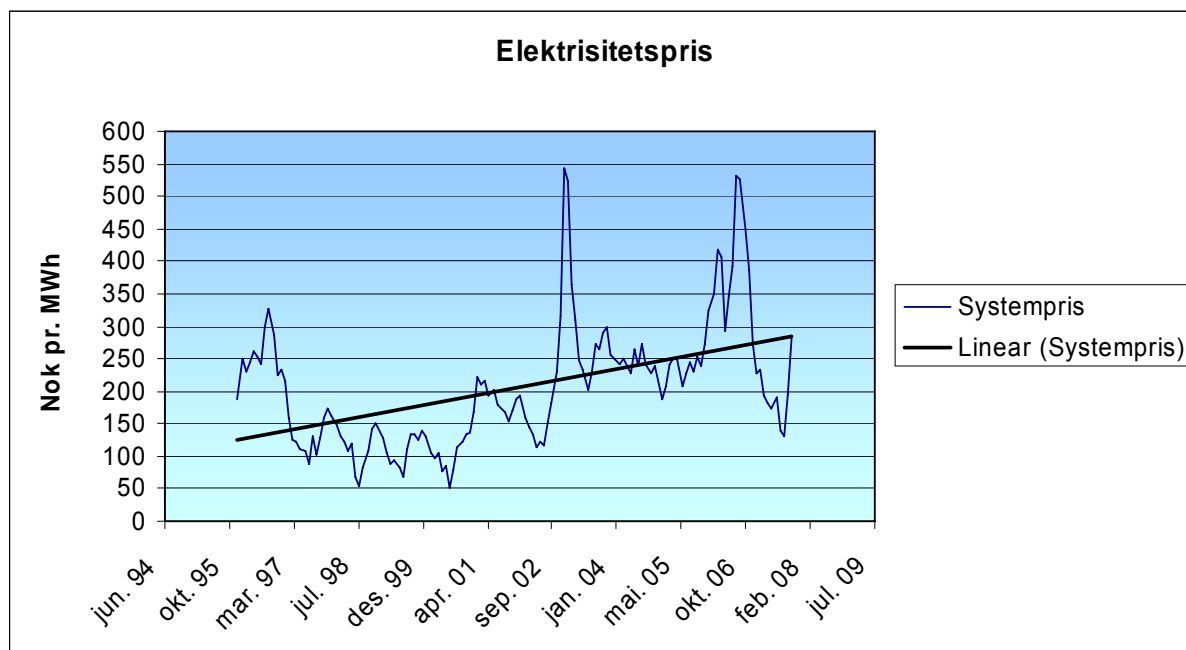
(Kilde: Statistisk sentralbyrå og Oljedirektoratet)

Norge har fordel av billig og ren vannkraft og har utviklet denne ressursen i stor grad. Rikelige offshore olje- og gassressurser og billig vannkraft har sørget for at Norge har stor sikkerhet når det gjelder egen elektrisitetsforsyning. Norge er den største eksportør av petroleumprodukter i Europa, og bidrar i vesentlig grad til å sikre Europas forsyning.

Det norske elektrisitetsmarkedet ble de-regulert i 1991. *Statnett* ble etablert som nettverks- og overføringsoperatør fra 1992, og det ble innført et tariffsystem som gjorde at kunder fritt kunne velge sine leverandører. *Statnett* opprettet en kraftbørs i 1993 (*Statnett Marked*), som i begynnelsen bare dekket det norske markedet. Børsen endret sitt navn til *Nord Pool* da den ble utvidet til å gjelde et felles norsk-svensk marked, og *Svenska Kraftnät* ble en medeier. Gjennom 1990-tallet ble det laget en rammeavtale for et felles, nordisk elektrisitetsmarked (Danmark, Finland, Norge og Sverige) basert på fri konkurranse. De nordiske landene er ledende når det gjelder de-regulering av elektrisitetssektoren, og spesielt på internasjonal handel med elektrisitet. I 1996 ble *Nord Pool* den første internasjonale varebørsen for kjøp og salg av elektrisk kraft. Omkring 200 aktører konkurrerer i det åpne elektrisitetsmarkedet for å forsyne norske forbrukere, der kundene kostnadsfritt kan velge leverandører.

Utviklingen av elektrisitetsprisen fra 1996 til 2006 er vist i Figur 2.5.

Et lands utslippskvoter av CO₂ (EAU, *Emission Allowance Units*) kan kjøpes og selges på den samme børsen som elektrisitet omsettes.

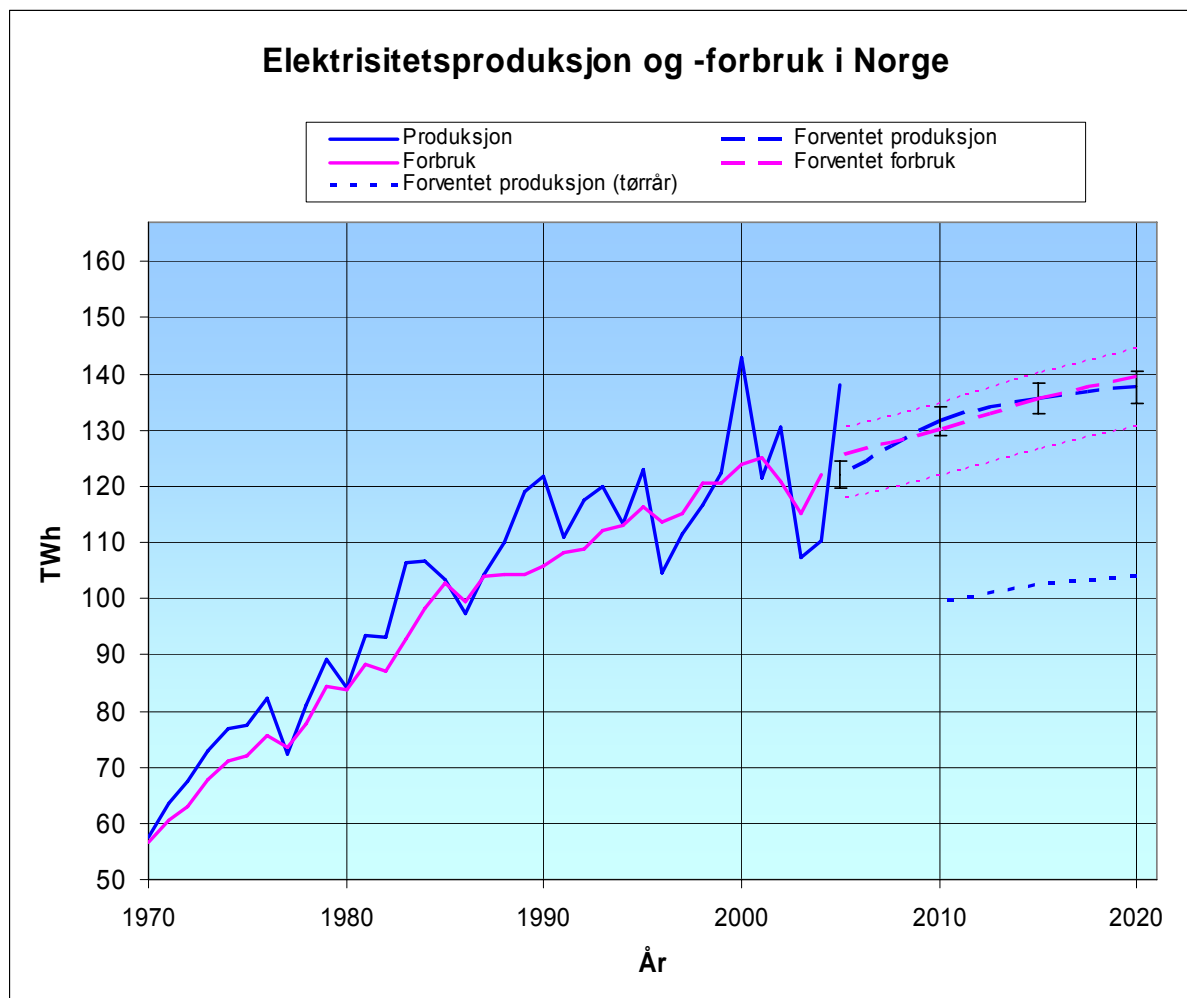


Figur 2.5: Elektrisitetspris ("System Price") fra 1996 til 2006.

(Kilde: Nord Pool)

Hvert av de fire nordiske landene har en forskjellig sammensetning av elektrisitetsproduksjonen. I Norge er nesten 100 % fra vannkraft, Finland og Sverige har vannkraft, kjernekraft og andre termiske anlegg, og Danmark har ca. 85 % produksjon fra termiske anlegg. Omkring 25 % av elektrisitetsproduksjonen i Norden kommer fra kjernekraft (30 % i Finland og 50 % i Sverige).

Den lave prisen på elektrisitet i Norge sammen med den økonomiske veksten førte til et økt elektrisitetsforbruk gjennom 1990-tallet. Elektrisitetsproduksjonen økte fra omkring 60 TWh i 1970 til 135 TWh i 2007. Variasjonene fra år til år har direkte sammenheng med nedbørsforholdene, ettersom produksjonen nesten utelukkende kommer fra vannkraft (> 99 %). Figur 2.6 viser elektrisitetsproduksjon og -forbruk i Norge fra 1970 til 2007. Forventet vekst mot 2020 er også antydnet.



Figur 2.6: Elektrisitetsproduksjon og -forbruk i Norge fra 1970 til 2007 (Estimert til 2020).

(Kilde: Norges vassdrags- og energidirektorat, NVE)

Elektrisitetsproduksjonen i 2020 er anslått å bli på rundt 138 TWh i et normalt nedbørsår. I et tørt år kan dette bli redusert til 104 TWh. Forbruket i 2020 er anslått til 140 TWh [3]. Aluminiumsindustriens rolle, med et forbruk på 8 TWh, vil i framtiden kunne forandre dette forbruksmønsteret og de anførte tall. I 2020 (med normal nedbør) antas elektrisitetsforbruket i Norge å ligge noe høyere enn produksjonen, mens det i tørre år forventes et elektrisitetsunderskudd på omkring 36 TWh.

På grunn av mangel på produksjonskapasitet må elektrisitet kjøpes fra utlandet. Noen endringer som påvirker *Nord Pools* kapasitet vil skje:

1. Ny kabel mellom Nederland og Norge med en kapasitet på 12 TWh (fullføres i 2010).
2. Nytt kjernekraftanlegg i Finland med en kapasitet på 12 TWh (fullføres i 2011)
3. Ny kraftoverføringskabel mellom Finland og Sverige.

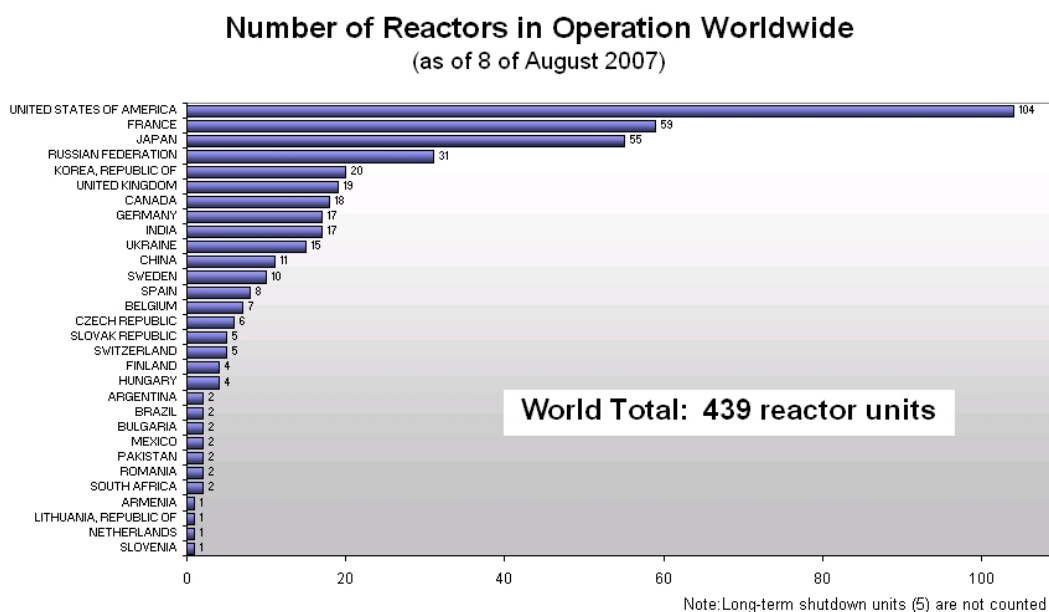
Den samlede kapasitet for overføring av kraft til Norge vil være 20 TWh i tørre år som er mindre enn det forventede underskudd i elektrisitetsproduksjonen. Tørre år kommer gjerne samtidig både i Norge og Sverige.

2.5 Status for kjernekraften

Siden 1954 da det første kjernekraftanlegget for elektrisitetsproduksjon ble satt i drift (*Obninsk Nuclear Power Plant, USSR*), har bidraget fra kjernekraft stadig økt. Kjernekraften bruker en kontrollert fisjonsprosess for å generere varme. I kjernereaktorer brukes varmen til å produsere damp som igjen driver konvensjonelle turbiner og genererer elektrisitet (se Appendiks A: Introduksjon til kjernekraft). Med unntak av prosessen som genererer damp er kjernekraftanlegg ganske like konvensjonelle kullfyrte kraftverk. Pr. august 2007 er det 439 kjernekraftreaktorer i drift i verden. De bidrar med 16 % av verdens produksjon av elektrisitet. De fleste av anleggene er lokalisert i USA (104 enheter), Frankrike (59), Japan (55) og Russland (31), se også [4].

Figur 2.7 gir en oversikt over land som har kjernekraft og antall reaktorer i de enkelte land. I tillegg til de eksisterende reaktorene er det i dag 31 anlegg under bygging, hovedsakelig lokalisert i Russland (7 enheter), India (6) og Kina (5).

I Norden er det bare Finland og Sverige som har kjernekraft for elektrisitetsproduksjon. Sverige har 10 anlegg med årlig produksjon rundt 65 TWh, som er omtrent 50 % av den svenske elektrisitetsproduksjonen. I Finland er det 4 reaktorer som årlig produserer rundt 22 TWh, som tilsvarer omkring 27 % av elektrisitetsproduksjonen. I tillegg er det under bygging et nytt kjernekraftverk i Finland som etter planen skal settes i drift i 2011.



Figur 2.7: Antall reaktorer i drift på verdensbasis (pr. 8. august 2007)

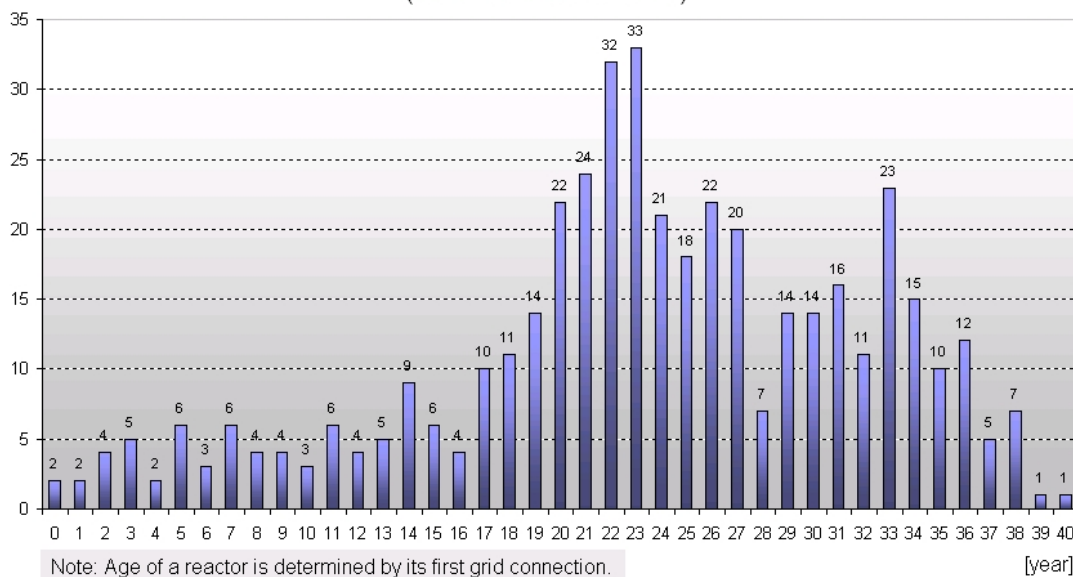
(Kilde: IAEA Power Reactor Information System (PRIS))

De fleste av dagens reaktorer er over 20 år gamle (over 70 %), og så mange som 23 % er eldre enn 30 år. I 2030 vil mer enn 90 % av disse reaktorene være eldre enn 30 år og omkring 80 % av reaktorene eldre enn 40 år (dersom ingen nye anlegg bygges). Som en konsekvens av aldring vil omkring 150 reaktorer være stoppet på dette tidspunkt. Aldersfordelingen for reaktorer i drift er vist i Figur 2.8.

Konstruksjon av kjernekraftanlegg, medregnet lisensiering og miljøutredninger, tar normalt mellom 7 til 10 år. Den planlagte levetiden for nye anlegg i dag er vanligvis 60 år.

Number of Operating Reactors by Age

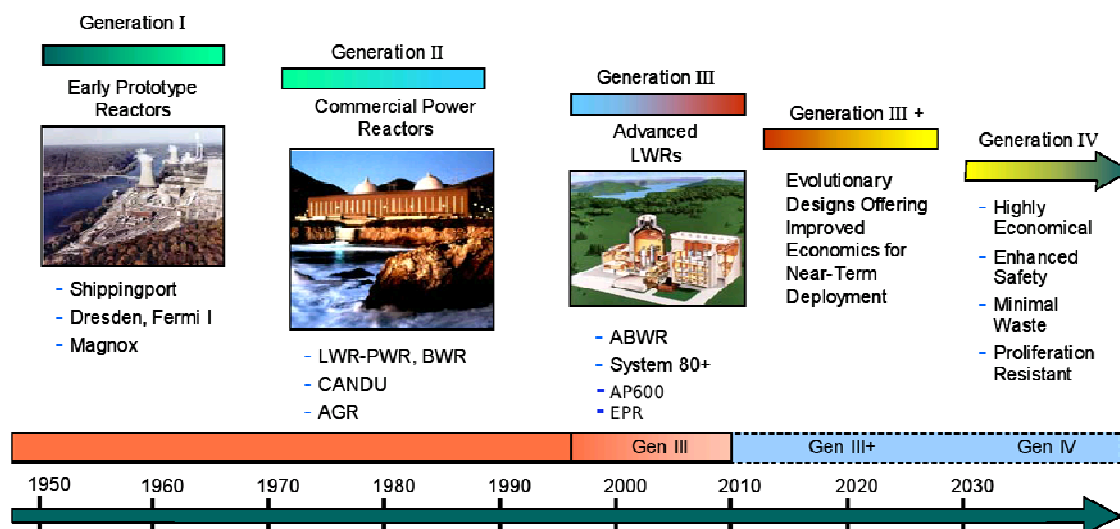
(as of 26 of June 2007)



Figur 2.8: Aldersfordelingen for reaktorer i drift (pr. 26. juni 2007).

(Kilde: IAEA Power Reactor Information System (PRIS))

De første reaktorene som ble bygget på 1950- og 1960-tallet var prototypreaktorer, såkalte *Generasjon-I* reaktorer. De første kommersielle reaktorene var de såkalte *Generasjon-II* reaktorene. De fleste av reaktorene i drift i dag er av typen *Generasjon-II*. *Generasjon-III* reaktorene er utviklet fra *Generasjon-II* reaktorene og har designforbedringer utviklet gjennom driftserfaringer fra *Generasjon-II* reaktorene, bl.a. forbedret brenselsteknologi, passive sikkerhetssystemer og standardisert design. Noen anlegg av *Generasjon-III* typen er allerede i drift, og andre *Generasjon-III* eller *III+* er under bygging eller planlegging. Den neste generasjons reaktorer, *Generasjon-IV*, er et sett av kjernekraftreaktordesign som pr. i dag er under forskning og utvikling. Figur 2.9 gir en oversikt over kjernekraftens utvikling.



Figur 2.9: Utviklingen av kjernekraften.

Generasjon-IV initiativet ble startet av USA i 2000 og tar sikte på å fremme samarbeidsprosjekter blant verdens ledende kjernekraftnasjoner med det formål å utvikle neste generasjon kjernekraftsystemer for å møte verdens framtidige energibehov. *Generasjon-IVs internasjonale forum* (GIF) har definert 8 formål for disse systemene på 4 nøkkelområder: økonomi, sikkerhet og pålitelighet, bærekraftighet, robusthet mot spredning og fysisk beskyttelse/sikring. GIF har videre valgt de seks mest lovende systemene på disse fire nøkkelområdene som kan komme til kommersiell anvendelse innen 2030 [5].

GIF har i dag 13 medlemmer: Argentina, Brasil, Canada, Kina, Euratom, Frankrike, Japan, Sør-Korea, Russland, Sør-Afrika, Sveits, Storbritannia og USA. I dag deltar åtte land innenfor en rammeavtale inngått av de respektive regjeringer i et internasjonalt samarbeid omkring forskning og utvikling av *Generasjon-IV* kjernekraftsystemer (Canada, Kina, Frankrike, Japan, Sør-Korea, Sveits, USA og Euratom). De andre fem land har ennå ikke samtykket eller bekreftet denne samarbeidsavtalen.

Euratom, etablert i mars 1957, gir muligheter for å følge opp rammeprogrammet for de nukleære aktiviteter og for opplæringsvirksomheten. Hovedfokus for Euratom er fusjonsenergi som er dekket av ITER programmet (*International Thermonuclear Experimental Reactor*), og som er et internasjonalt samarbeid med formål å bygge og drive et eksperimentelt fusjonsanlegg. Målsettingen med ITER er å demonstrere det vitenskapelige og teknologiske mulighetene for fusjonsenergi. Med dagens kunnskap er det vanskelig å se at et storskala, kommersielt anlegg av en fusjonsbasert reaktor kan bygges innen midten av dette århundre og selv lenge etter den tid.

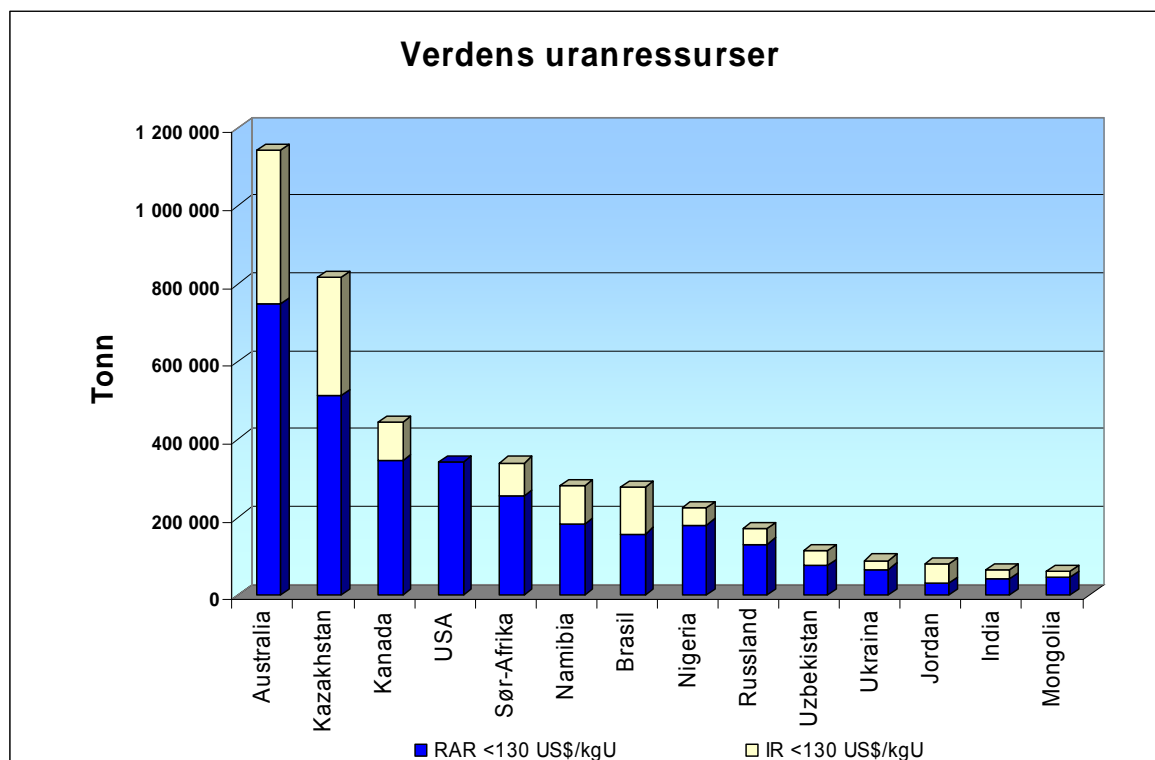
Thoriums rolle som brensel i kjernekraftreaktorer har vært diskutert siden tidlig på 1960-tallet. Thoriumisotopen Th-232 er ikke spaltbar (*fissil*), noe som betyr at den ikke fisjonere når den bombarderes med nøytroner. Th-232 er imidlertid *fertil*, noe som betyr at et nytt fissilt materiale, uran-233 (U-233), produseres ved nøytronbestraling av thorium.

2.6 Uranressurser

De totale tilgjengelige uranressursene kan deles i to grupper: *rimelige sikre ressurser* (*Reasonably Assured Resources, RAR*) og *anslåtte ressurser* (*Inferred Resources, IR*). De *rimelig sikre ressursene* omfatter uran som finnes i kjente mineralforekomster i en slik mengde, konsentrasjon og form at det kan utvinnes innenfor rimelige økonomiske rammer med nåværende anerkjente metoder for gruvedrift og foredlingsteknologi. Det vil si at de *rimelig sikre ressursene* er velkjente ressurser mens de *anslåtte ressursene* er mindre velkjente.

Kategoriene er igjen oppdelt i ulike prisklasser i henhold til antatte kostnader ved utvinning. Klassene "under 40 US\$/kgU", "under 80 US\$/kg" og "under 130 US\$/kg" er de mest brukte. Ofte er ressurser av typen "RAR < 80 US\$/kg" ansett som lik med "påviste reserver".

De globalt tilgjengelige uranressursene med utvinningskostnader på opp til 80 US\$/kg er anslått til 2.6 millioner tonn. Uranressursene kan, dersom de brukes i letvannsreaktorer (LWRs), sammenlignes med 28 milliarder tonn kull. Forekomster som inneholder store uranressurser som kan utvikles på en kostnadseffektiv måte er fordelt på mange land som vist i Figur 2.10 (USA rapporterer ikke inn ressurser i IR-kategorien, *anslåtte ressurser*). Disse landene har rundt 96 % av de globale uranressursene.



Figur 2.10: Verdens uranressurser (gruvedriftskostnader < 130 US\$/kgU).

(Kilde: OECD/NEA og IAEA, Uranium 2005: Resources, Production and Demand)

Om en aksepterer utvinningskostnader på opp til 130 US\$/kg, øker de globale ressursene til 3,3 millioner tonn [6]. De totale uranforekomstene (uavhengig av kostnader) er beregnet til fra 15 til 20 millioner tonn.

Det må tas hensyn til mange usikkerheter i beregningene av verdens ressurser av fissilt materiale for energiproduksjon.

I desember 1997 samtykket nasjoner i De Forente Nasjoners rammekonvensjon om klimaendring (UNFCCC), om Kyoto protokollen. I denne sammenhengen har NEA (*Nuclear Energy Agency*) undersøkt effekten av bruk av kjernekraft for å minske utslipp av drivhusgasser. I denne rapporten [7] er tre forskjellige scenarier vurdert:

1. *Variant I: "fortsatt vekst i kjernekraft"*

Der det antas at kjernekraft vil øke jevnt og nå 1120 GW_e i 2050.

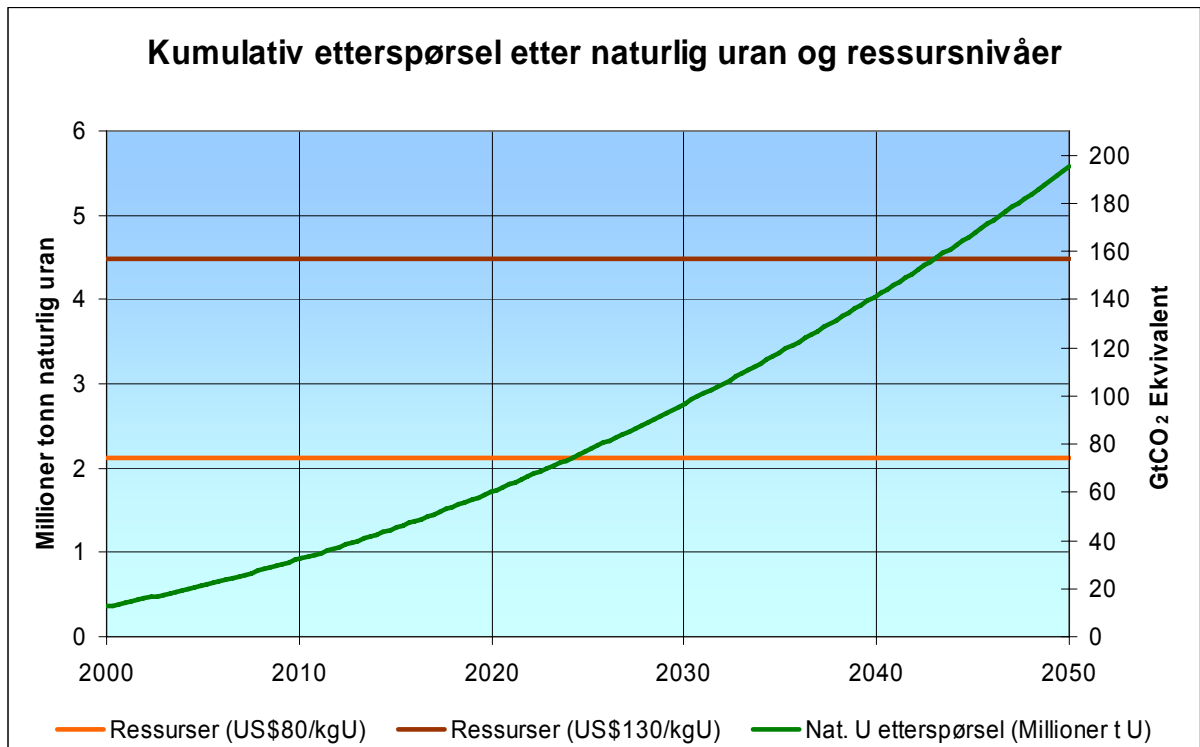
2. *Variant II: "utfasing av kjernekraft"*

Der det antas at kjernekraft vil forsvinne helt i 2045.

3. *Variant III: "stagnasjon etterfulgt av oppgang"*

Der det antas en tidlig pensjonering av nukleære anlegg på kort sikt (mot 2015), fulgt av en oppgangskonjunktur for det nukleære alternativet innen 2020 som fører til den samme nukleære kapasiteten i 2050 som under Variant I.

Ved bruk av *Variant I*, og ingen repressering av brukt brensel, vil de kjente uranressursene være oppbrukt kort tid etter 2040 dersom det antas totale identifiserte ressurser (RAR + IR) på 4,5 millioner tonn (Figur 2.11). Repressering av brukt brensel fra lettvannsreaktorer (LWRs) og resirkulering av uran og plutonium i blandet oksidbrensel (MOX) for lettvannsreaktorer (lastet med 30 % MOX- og 70 % urandioksidbrensel) vil kunne føre til en samlet besparelse på omkring 600 000 tonn naturlig uran innen 2050.



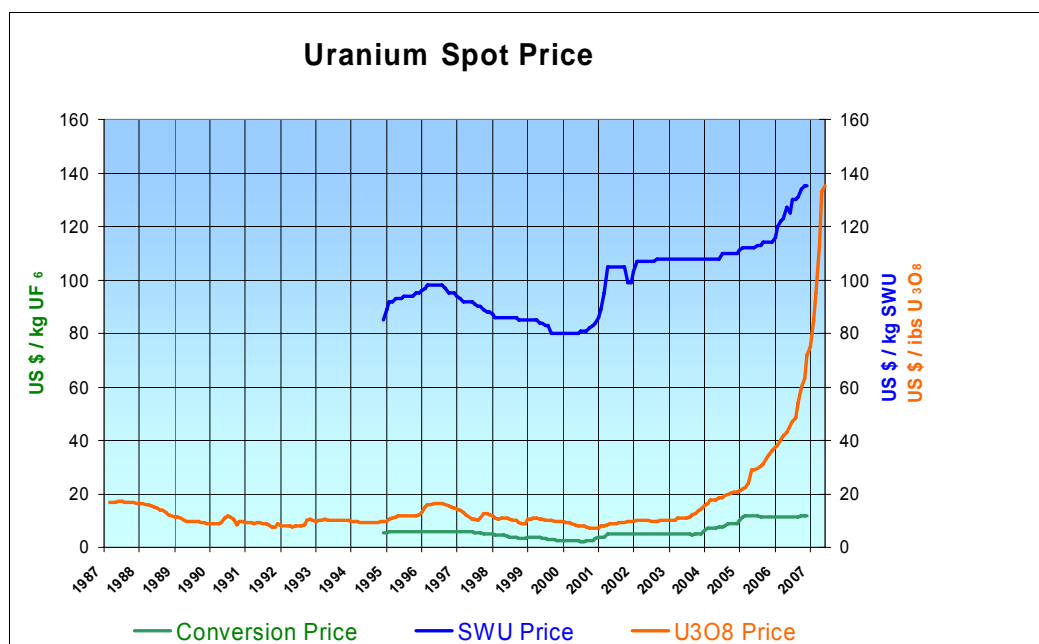
Figur 2.11: Kumulativ etterspørsel etter naturlig uran og ressursmengde (Variant I: Fortsatt vekst i kjernekraft).

(Kilde: Nuclear Energy Agency (NEA), Nuclear Power and Climate Change)

Ved å anta at kjernekraft vil erstatte en blanding av ulike fossile kraftverk med et utslipp på 800 g CO₂/kWh, et gjennomsnittstall for slike anlegg i dag, vil den samlede reduksjon av utslipp av drivhusgasser bli på rundt 100 Gt CO₂ i 2030 (se Figur 2.11).

Prisen på kjernekraftbrensel for produksjon av elektrisitet er påvirket av mange trinn i produksjonsprosessen. Fra urangruvene utvinnes U₃O₈ (*Yellow Cake*) som må konverteres til UF₆ som er den kjemiske formen nødvendig for anrikningsprosessen av U-235. *Konverteringsprisen* er prosesseringskostnaden for å konvertere "Yellow Cake" til UF₆ (gitt i US\$/kg UF₆). Etter konvertering til UF₆ må U-235 innholdet økes i *anrikningsprosessen*. Denne prosessen har en enhetskostnad (*Separative Work Unit, SWU*) som avhenger av det ønskede anrikningsnivå i brenselet og U-235 konsentrasjonen i restene (utarmet uran).

For å produsere 1 kg uran med 4 vektprosent (wt%) U-235 behøves 7,4 kg naturlig uran og 8,4 *Separative Work Units* for anrikningsprosessen. De historiske spotprisene for uran er vist i Figur 2.12. Bare en liten del av uran (rundt 5 - 10 %) som brukes, handles på spotmarkedet, det meste kjøpes gjennom bilaterale kontrakter.



Figur 2.12: Historiske spotpriser for uran.

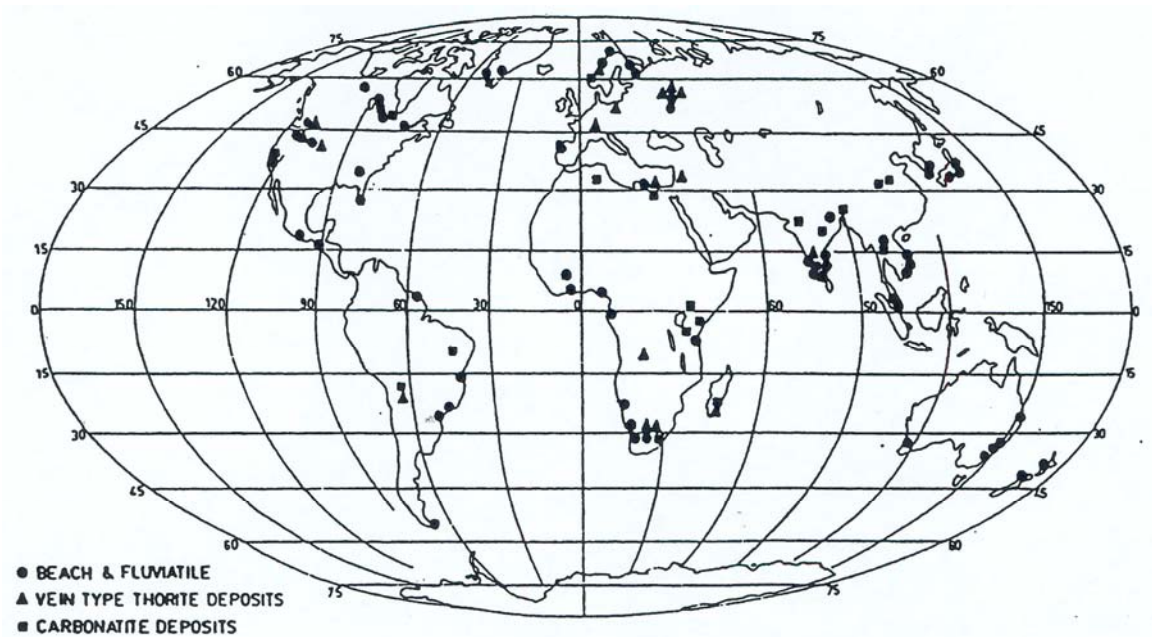
(Kilde: The Ux Consulting Company, LLC)

2.7 Thoriumressurser

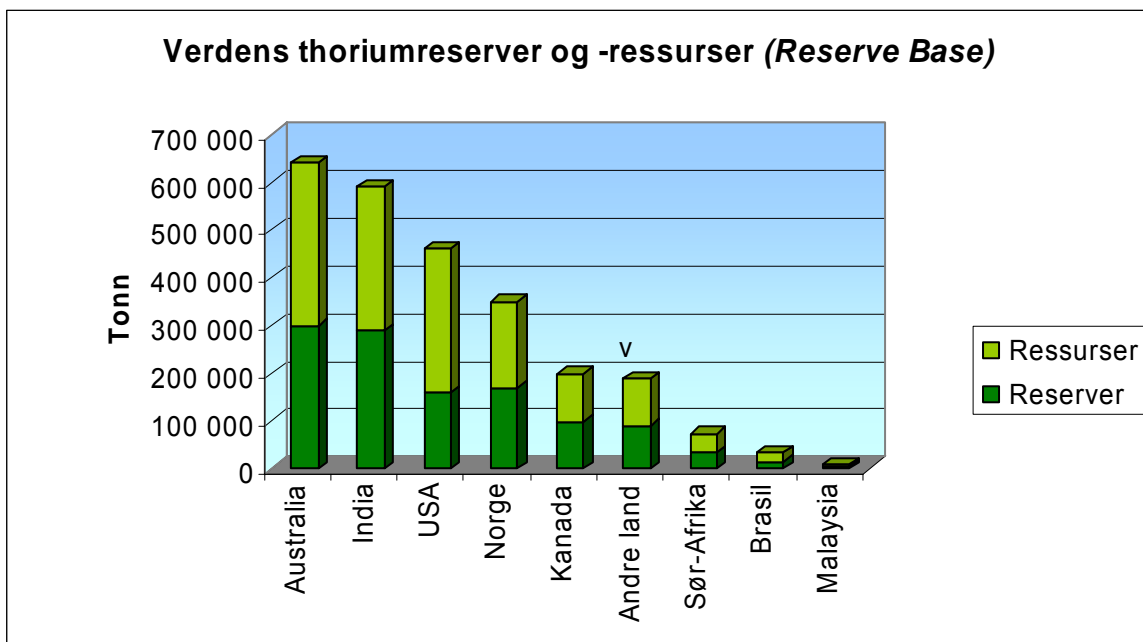
Primærkilden for verdens thorium er de sjeldne jordartene og thoriumfosfatmineralet, monazitt. I USA er thorium et biprodukt ved raffinering av monazitt med sikte på framstilling og sjeldne jordarter. Monazitt er på sin side framstilt som et biprodukt ved prosessering av tungminerale (sand) ved tilvirkning av titan- og zirkonium mineraler. Uten behovet for sjeldne jordarter ville monazitt antagelig ikke blitt utnyttet på grunn av innholdet av thorium. Andre malm-mineraler med høyere thoriuminnhold, som thoritt, ville være mer sannsynlige kilder.

Thoriumforekomster er funnet i mange land rundt i verden som vist i Figur 2.13 [8]. De største thoriummengdene forventes å finnes i Australia, India, USA, Norge, Canada og i land som Sør-Afrika og Brasil. I henhold til USAs geologiske undersøkelse er verdens thorium reserver og ressurser (*reserve base*) som vist i Figur 2.14.

I følge Figur 2.14 er Norge kjent for å ha en av de største thoriumreservene i verden, omkring 170 000 tonn og rundt 150 000 tonn med ressurser (*reserve base*). En ressurs refererer til en situasjon der metaller eller mineraler er anriket. Ressursene kan utvikles til en reserve (eller forekomst) om undersøkelser viser at anrikning kan være økonomisk utnyttbar. Det krever også at framstillingen av metallet eller mineralet kan skje ved tilgjengelige prosesser.



Figur 2.13: Thoriumforekomster i verden.



Figur 2.14: Verdens Thoriumreserver og -ressurser (Reserve Base).

(Kilde: US Geological Survey, Mineral Commodity Summaries, 2007)

2.8 Verdensomspennende thoriumaktiviteter

Den høyeste aktivitet på verdensbasis omkring thorium som energikilde pågår i India, der både Kakrapar-1 og 2 er lastet med 500 kg thorium i området utenfor kjernen (*blanket*). Kakrapar-1 var den første kjernekraftreaktoren i verden som brukte thorium i et sylindrisk belte (*blanket*) rundt selve kjernen (isteden for utarmet uran) for å oppnå en effektutflatning tvers over reaktorkjernen. I tillegg er det planer om bruk av thoriumbasert brensel i fire reaktorer under bygging.

Det årlige elektrisitetsforbruket pr. innbygger i India i dag er bare omkring 600 kWh, mot 2500 kWh per person som er et gjennomsnitt på verdensbasis. Med en befolkning på over 1 billion som øker, og med en rask voksende økonomi, vil forbruket i India fortsette å stige. I dag er den totale, installerte kapasiteten omkring 130 GW (3.5 % av verden totalt) der kjernekraft bidrar med omkring 3,5 %.

India har omlag 1 % av verdens uranressurser, mens thoriumressursene er en av de største med ca. 300 000 tonn. Med omkring seks ganger så mye thorium som uran utnytter India thorium i stor skala for energiproduksjon og har gjort det til et hovedmål i deres kjernekraftprogram. I planen inngår tre trinn:

1. *Høytrykks tungtvannsreaktorer (PHWRs), også kalt CANDU (CANada Deuterium Uranium) med naturlig uran som brensel og lettvannsreaktorer (LWRs) av kokvannstypen (BWR) og VVER-typen. På dette trinnet produseres plutonium.*
2. *Formeringsreaktorer (FBRs) som benytter dette plutoniumbaserte brenselet for produksjon (breeding) av U-233 fra thorium. Blanket-området rundt kjernen inneholder uran i tillegg til thorium for produksjon (avling) av mer plutonium (ideelt sett høyfissilt plutonium) i tillegg til U-233.*
3. *Avanserte tungtvannsreaktorer (AHWRs) som brenner U-233 og plutonium sammen med thorium, der en får ut ca. 75 % av totaleffekten fra thorium.*

Indias framtidige thoriumbaserte kjernekraftprogram er viktig for landets energiforsynings-sikkerhet på lang sikt. Noen forsknings- og utviklingsprosjekter pågår også omkring høytemperatur-reaktoren (CHTR) og det underkritiske akseleratordrevne systemet, ADS (*Accelerator Driven System*) inkludert utviklingen av en høyeffekt protonakselerator.

Siden tidlig på 1990-tallet har Russland hatt program for utvikling av thorium-uran-brensel og nylig er det blitt lagt spesiell vekt på utnytting av våpengradert plutonium i et thorium-plutonium-brensel. Programmet utføres ved Kurchatov Instituttet i Moskva med medvirkning fra det amerikanske selskapet Thorium Power og med finansiering fra USAs regjering. Hovedmålet er utvikling av brensel for de russiske VVER-1000 reaktorene [9].

3. THORIUMRESSURSER I NORGE

Elementet thorium (Th) ble først identifisert i 1828 av den svenske kjemikeren Jöns Jakob Berzelius (1779 - 1848) da han undersøkte mineralprøver fra Norge. Han ga elementet thorium og mineralet thoritt navn etter den norrøne tordenværsguden Tor. I 1890 beskrev professor Waldemar Christopher Brøgger (1851 - 1940) thoriumrike mineraler, som også inneholdt niobium (Nb), yttrium (Y), zirkonium (Zr) og sjeldne jordmetaller (REE), fra Oslofeltet (*Permian Oslo Province*) [10]. I 1895 var det gruvedrift på thorium i Kragerø på Sørlandskysten for produksjon av thoriumoksid for bruk i gassbrennere (lamper). Omtrent 2000 kg thoritt ble fremstilt, men produksjonen ble avviklet etter ett år på grunn av lave markedspriser forårsaket av store monazittforekomster (thoriumholdig mineral) som ble funnet i Brasil.

Det er ikke foretatt geologiske undersøkelser for å finne thorium i Norge. Kunnskap om thoriumforekomster i Norge er i hovedsak basert på kartlegging av uran-forekomster (U) som ble utført i to perioder av Norges Geologiske Undersøkelse (NGU). Først periode var fra slutten av annen verdenskrig og fram til midten av 1960-tallet. Andre periode var fra 1975 til 1985. Thoriumforekomstene er estimert fra et stort antall urananalyser, og korrelasjon mellom uran og thorium i mineraler samt gammastråling målt fra både helikopter og på bakken. Nyere undersøkelser av gammastråling over Oslofeltet og Fensfeltet i Telemark har bekreftet tidligere data, dog med bedre oppløsning. Ytterligere informasjon om thorium i norsk grunnfjell er basert på tidligere undersøkelser av sjeldne jordelementer (*REEs*) som ofte er korrelert med thoriumforekomster (Megen, 1973 [11]). MEGON-rapporten viste at de største thoriumforekomstene foreligger innenfor tre hovedområder: Fensfeltet i Telemark, Oslofeltet og sørøstkysten av Norge fra Kragerø til Langesund. Undersøkelser utført av MEGON-gruppen bekreftet data produsert av Norsk Bergverk A/S av Fensfeltet utført fra 1955 til 1956 [11]. En rekke mineraler med thorium er identifisert på ulike steder i Norge, mens Fensfeltet ble ansett som det mest lovende, med et thoriuminnhold på 0,1 - 0,4 wt%.

3.1 Ressurser - geologiske felt med høye thoriumforekomster

Gjennomsnittlig thoriumkonsentrasjon i jordskorpen er 7,2 ppm (del per million) som er 2 til 4 ganger forekomsten av uran og reflekterer forskjellen i halveringstid for thorium-232 ($1.4 \cdot 10^{10}$ år) og uran-238 ($4.5 \cdot 10^9$ år). Thorium (Th) og uran (U) oppkonsentreres i magmatiske prosesser hvor vi finner de høyeste konsentrasjonene i silikatholdige bergarter, f.eks. granitt. Konsentrasjonen av thorium og uran i bergarter som gabbro og granitt kan variere med en faktor mer enn ti. På grunn av små forskjeller i kjemiske egenskaper vil thorium og uran anrikes på forskjellig måte gjennom vitringsprosesser og geologiske prosesser i jordoverflaten; under oksiderende forhold er uran mobilt, og vil avsettes i mineraler under reduserende forhold. Thorium er mindre mobilt og vil ofte konsentreres i tungmineralsand [12]. De viktigste geologiske mineralene som inneholder thorium er:

1. *Alkaliske komplekser og tilhørende pegmatitter*
2. *Granittiske pegmatitter*
3. *Karbonatitter*
4. *Mineralsand*

3.1.1 Thorium i alkaliske komplekser og tilhørende pegmatitter

Det meste av de globale thoriumressursene finnes i alkaliske mineraler og tilhørende pegmatitter. Hovedmengden av alkaliske mineraler i Norge befinner seg i Oslofeltet. I hele dette området er thoriumkonsentrasjonen forhøyet, mest i de sørligste områdene. Geokjemien i berggrunn, jord og elvesedimenter i Oslofeltet er velkjent. Gjennom de siste årene er området blitt undersøkt ved hjelp av radiometriske målinger fra fly. Disse målingene har bekreftet tidligere funn [12].

I Langesundsområdet, inkludert *Stokkøy* og *Arøy*, er det påvist flere mineraler med thorium. Både intrusivt og ekstrusivt grunnfjell har markant høye thoriumkonsentrasjoner. Thoriumkonsentrasjonen i eruptive bergarter (pegmatitt) er ofte høy, men tilgjengelig volum er ukjent. Vulkanske bergarter i Sæteråsen er studert ved hjelp av kjerneboring og kartlagt med hensyn på zirkonium (Zr), niobium (Nb), yttrium (Y) og sjeldne jordelementer. Bergartene har også høye thorium-nivåer (500 ppm). Mineralseparasjon av bergarten (trakytt), utført i 1980, har vist at det var vanskelig å utvinne disse metallene fordi de var svært finkornet. Et foreløpig estimat av thoriumforekomsten er 8 millioner tonn. Høgtuva i Nordland fylke er identifisert som en potensiell ressurs for beryllium (Be), zirkonium (Zr), sjeldne jordelementer (REE), uran (U) og thorium (Th). Boreprøver har vist forekomster på 0,5 millioner tonn malm med thorium (500 ppm). En bred sone med sidebergarter har tilsvarende thoriumkonsentrasjoner. Høgtuva er derved en thoriumforekomst med lav thorium konsentrasjon.

3.1.2 Thorium i granittisk pegmatitt

Granitt inneholder som oftest uran og thorium, spesielt har pegmatitter (eruptive bergarter) høye konsentrasjoner. Den store fordelingen med pegmatitter er at de har grovkornete struktur. Thoriumforekomstene i grovkornet mineral er imidlertid vanskelig å estimere.

I Østfold fylke og langs Sørlandskysten fra Bamble i Telemark til Rogaland er det påvist thorium-mineraler i granittisk pegmatitt. Pegmatitter med thoriummineraler er også påvist i andre granittområder, f. eks Nordland fylke, men disse er ikke studert i detalj. I den gamle Ødegården Gruve i Bamble er det rapportert om en flatliggende malmåre på 100 meters dyp inneholdende 0.1 wt% thorium. Allerede i 1906 ble det tatt ut 500 tonn malm fra åregangen og thoriumanrikning ble foretatt med delvis suksess. Det er imidlertid lite informasjonen fra disse undersøkelsene [12].

3.1.3 Thorium i karbonatitt

Karbonatitter er eksotiske magmatiske karbonatbergarter som ofte blir utnyttet for fremstilling av fosfor (P) og sjeldne jordelementer (REE). Karbonatitter med høyt thoriuminnhold er slike som inneholder jern (Fe) og/eller ofte magnesium (Mg) som forekommer f.eks. i deler av Fensfeltet i Telemark fylke. I tillegg til Fensfeltet omfatter kjente karbonatittforekomster i Norge også forekomster på Finnmarkskysten (øyene Stjernøy og Seiland). Karbonatittene på Stjernøy er nøye undersøkt og inneholder lave verdier av thorium, mens karbonatittene på Seiland ikke er undersøkt i detalj. På Inderøy innerst i Trondheimsfjorden er det påvist malmårer med thoriumholdige karbonater. Karbonatene er trolig presset fram fra underliggende karbonatitter. Malmårene har lokalt høyt thoriuminnhold [12].

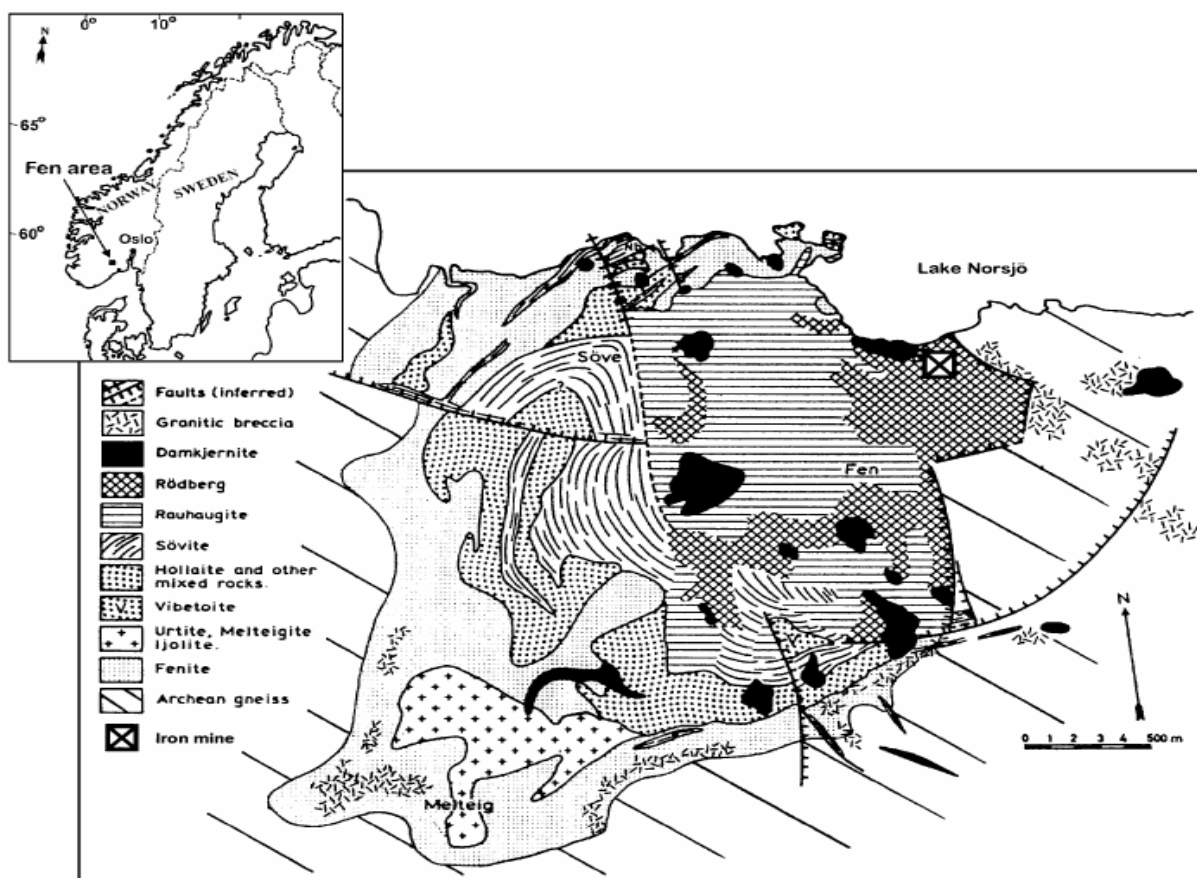
3.1.4 Thorium i tungmineralsand

Globalt sett er tungmineralsand, for det meste strandsand, en viktig kilde for mineraler som zirkon (zirkonium silikat, $ZrSiO_4$), granat o.s.v. og metaller som titan (Ti), cerium (Ce), yttrium

(Y), osv. og thorium. Slike thoriumforekomster av nevneverdig størrelse og kvalitet er ikke kjent i Norge, verken som sand eller metamorfisk sand.

3.2 Fen-komplekset i Telemark fylke

Fensfeltet er geologisk unikt med magmatiske karbonatbergarter beliggende i Telemarks prekambriske gneis, omtrent 120 km sydvest for Oslo. Den sentrale intrusivbergarten representerer et tverrsnitt av en vulkan som var aktiv for 600 millioner år siden [13]. Rundt den sentrale intrusivbergarten, med en diameter på ca 2 km, er det tallrikt med satellitt-intrusiver. Innenfor Fensfeltet dominerer karbonatitt- og karbonatitt-kompleks-geologi [10], [14], [13]. Bergartene som opptar den største delen av Fensfeltet er søvitt (kalsitt karbonatitt), rauhaugitt (dolomitt karbonatitt), rødberg (hematitt-kalsitt-karbonatitt) og fenitt (alkali-metasomatisk granittisk gneis) [15]. En oversikt er vist i Figur 3.1.



Figur 3.1: Geologisk kart over Fensfeltet.

Thoriumkonsentrasjonen i Fensbergartene er positivt korrelert med jern (Fe) [12] og de hvite karbonatmineralene i feltet har lave thoriumkonsentrasjoner. Et sammendrag fra tidligere rapporter viser følgende thoriumkonsentrasjoner:

- 0,4 wt% thorium i jernmalm.
- 0,2 – 0,3 wt% thorium i de anrikede sonene i den jernrike delen av malmen.
- 0,13 – 0,17 wt% thorium i den jernrike delen i store volumer.

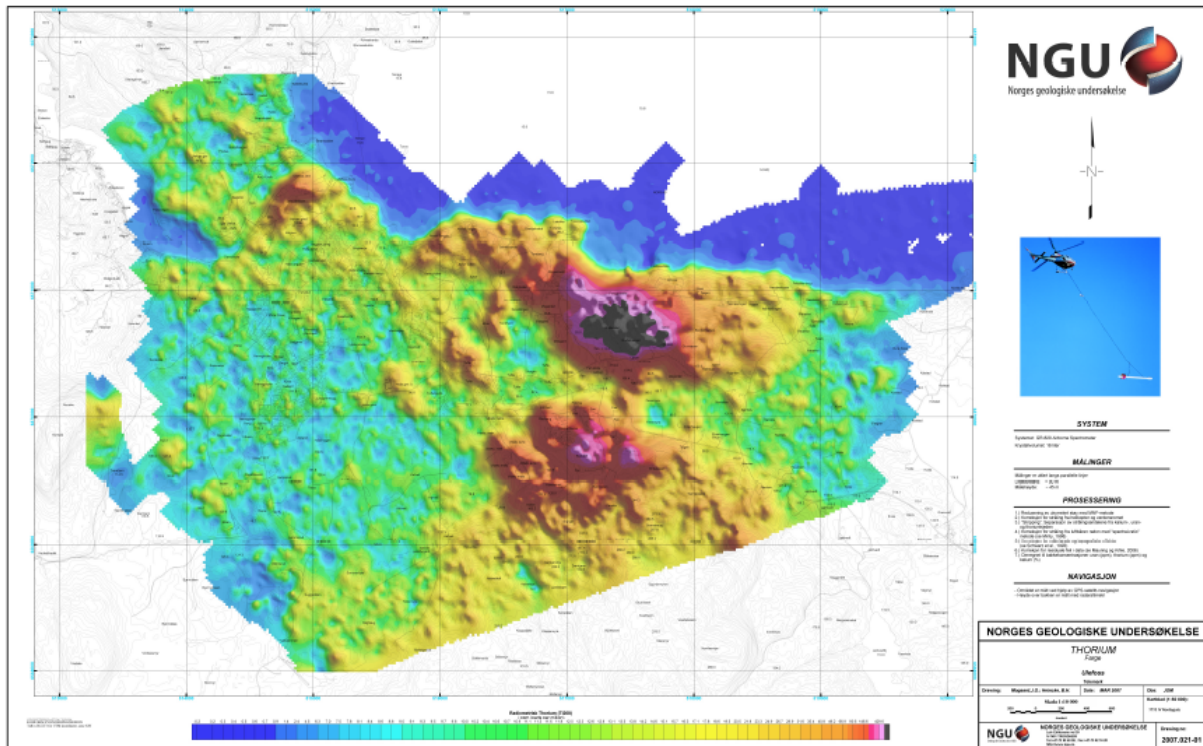
Som vist i Tabell 3.1 er thoriumkonsentrasjonen (Th-232) høyest i rauhaugitt og rødberg [15]. Den jernrike delen av karbonatittet, rødberg, ble utvunnet for jernproduksjon fra 1655 til 1927, og søvitt utvunnet for niobium (Nb) mellom 1953 og 1965. Karbonatbergartene har også blitt undersøkt for utvinning av fosfor (P). Mange groper og hauger med malmrester viser den omfattende gruvevirksomheten i Fen-komplekset. Det er blitt drevet gruvevirksomhet på ca. 350 steder i Fensfeltet.

Tabell 3.1: Aktivitetskonsentrasjon av thorium-232 (Th-232) i steinprøver fra Fensfeltet. 4 Bq/kg (Becquerel ¹/kg) Th-232 er ekvivalent med 1 ppm Th.

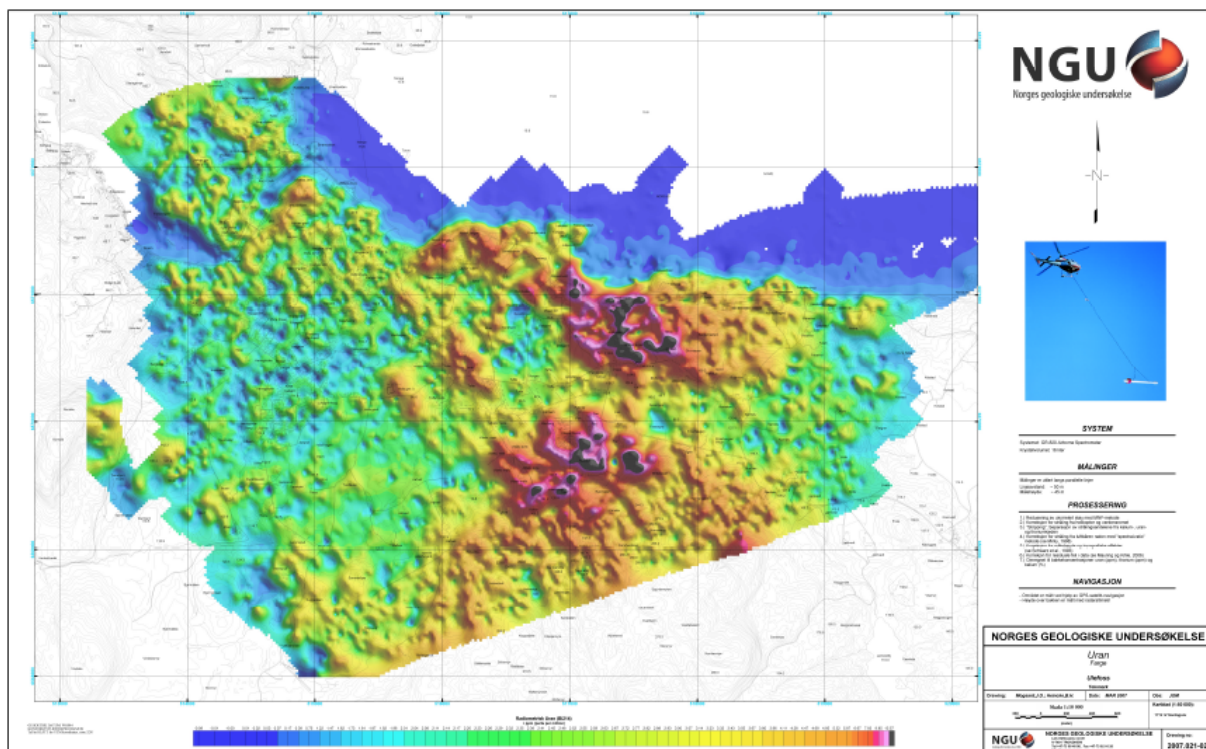
Bergtyper	Antall prøver	Th-232 (Bq/kg)
		Mean Range
Rødberg	9	3100 (390 - 5900)
Rauhaugitt	9	600 (290 - 930)
Søvitt	9	80 (20 - 190)
Fenitt	8	130 (20 - 200)
Prekambrisk gneis	3	66 (68 - 63)

Basert på nyere helikopterundersøkelser utført av Norges Geologiske Undersøkelser [16], hvor det er brukt en stor NaI (natriumjodid) scintillasjonsdetektor for å måle gammastråling i området, er thoriumfordelingen i det øvre jordsmonn og fjellgrunn kartlagt i Fensfeltet (Figur 3.2). Selv om thorium i dypere mineralforekomster ikke vil være inkludert i gammamålingene, korresponderer kartet i Figur 3.1 godt med fordelingen av rødberg i grunnfjellet i Fen. Imidlertid er uran også tilstede i en rekke mineraler i Fensfeltet. I målingene fra helikopterundersøkelsene kunne gammaenergiene skille mellom desintegrasjonsproduktene fra Th-232 og U-238. Derfor er informasjon om fordelingen av uran i det øvre jordsmonn og fjellgrunn i Fensfeltet også tilgjengelig (Figur 3.3). Spor av thorium-234 (Th-234), som er en datternuklide til U-238, vil også være tilstede i mineralene. Fordelingen av thorium og uran ser ut til å samsvare godt. Dette innebærer at uran og datternuklidene vil være tilstede i råmaterialet og i avfallet når thorium blir ekstrahert.

¹ Stråling fra en kilde: Desintegrasjon pr. sekund = Becquerel (Bq)



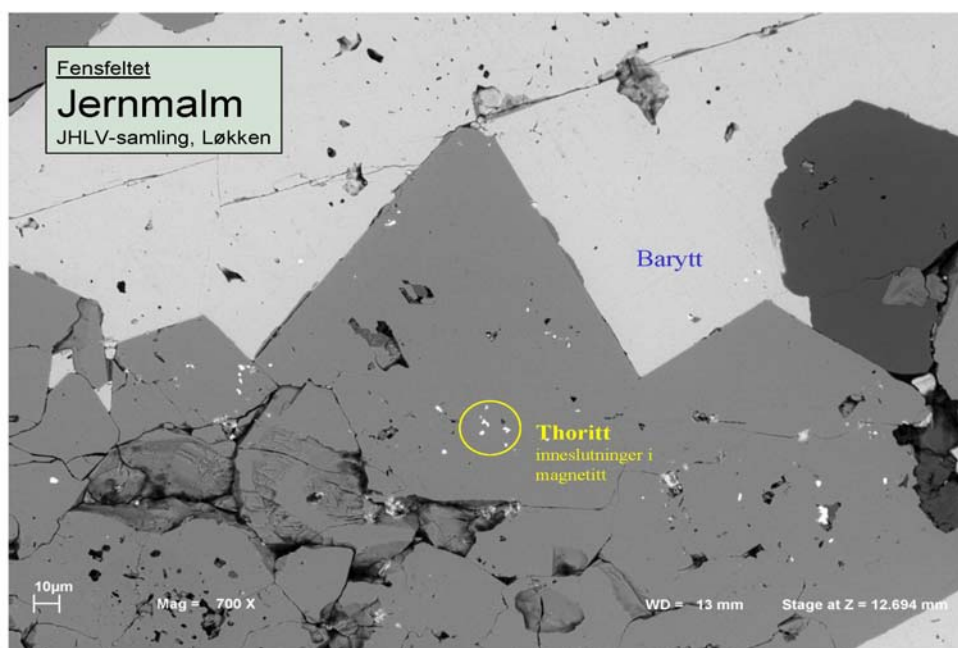
Figur 3.2: Thorium i det øvre jordsmonn og fjellgrunn i Fensfeltet.
(Kilde: Norges geologiske undersøkelse, NGU)



Figur 3.3: Uran i det øvre jordsmonn og fjellgrunn i Fensfeltet.
(Kilde: Norges geologiske undersøkelse, NGU)

Den potensielle produksjonen av thoriumkonsentrat fra Fensfeltet vil avhenge av kornstørrelsen på de thoriumholdige mineralene. Flotasjon er en veletablert metode for mineralseparasjon. I beste fall kan sulfidflotasjon nyttiggjøre mineralkorn med en størrelse ned til 20 mikrometer (10^{-6} m) [12]. Med pegmatittflotasjon må mineralkornstørrelsen være over 50 mikrometer for å få tilfredsstillende gjenvinning. I Mego-rapporten (1973) ble mulighetene for å undersøke sjeldne jordelementer (REE) i Fen-karbonittene vurdert. Konklusjonen var at REE-mineralene var for finkornet for tilfredsstillende gjenvinning med 1960 - 1970 teknologi. Derfor bør mer avanserte metoder for mineralseparasjon benyttes og tilpasses til de spesifikke forekomstene. Generelt er det en utfordring å separere finkornede mineraler.

Det gjøres for tiden fremstøt for utredning av mulig utnyttelse av thorium fra Fensfeltet. NGU gjør en forstudie av mineralogien på arkiverte jernholdige karbonatittprøver, inkludert boreprøver [12]. Undersøkelser med elektronmikroskop viser at kornstørrelsen til Th-holdige mineraler er omtrent 1 mikrometer (Figur 3.4), noe som tyder på at kornstørrelsen er for liten til å benytte tradisjonelle flotasjonsprosesser til thoriumfremstilling fra mineralet. Dette er i overensstemmelse med tidligere mineralogiske undersøkelser, selv om kornstørrelser for REE-mineraler på 40 mikrometer er blitt observert noen steder. Det dominerende mineralet hvor thorium opptrer er monazitt, men thorium opptrer også i andre mineraler, spesielt i mineraler med sjeldne jordelementer.

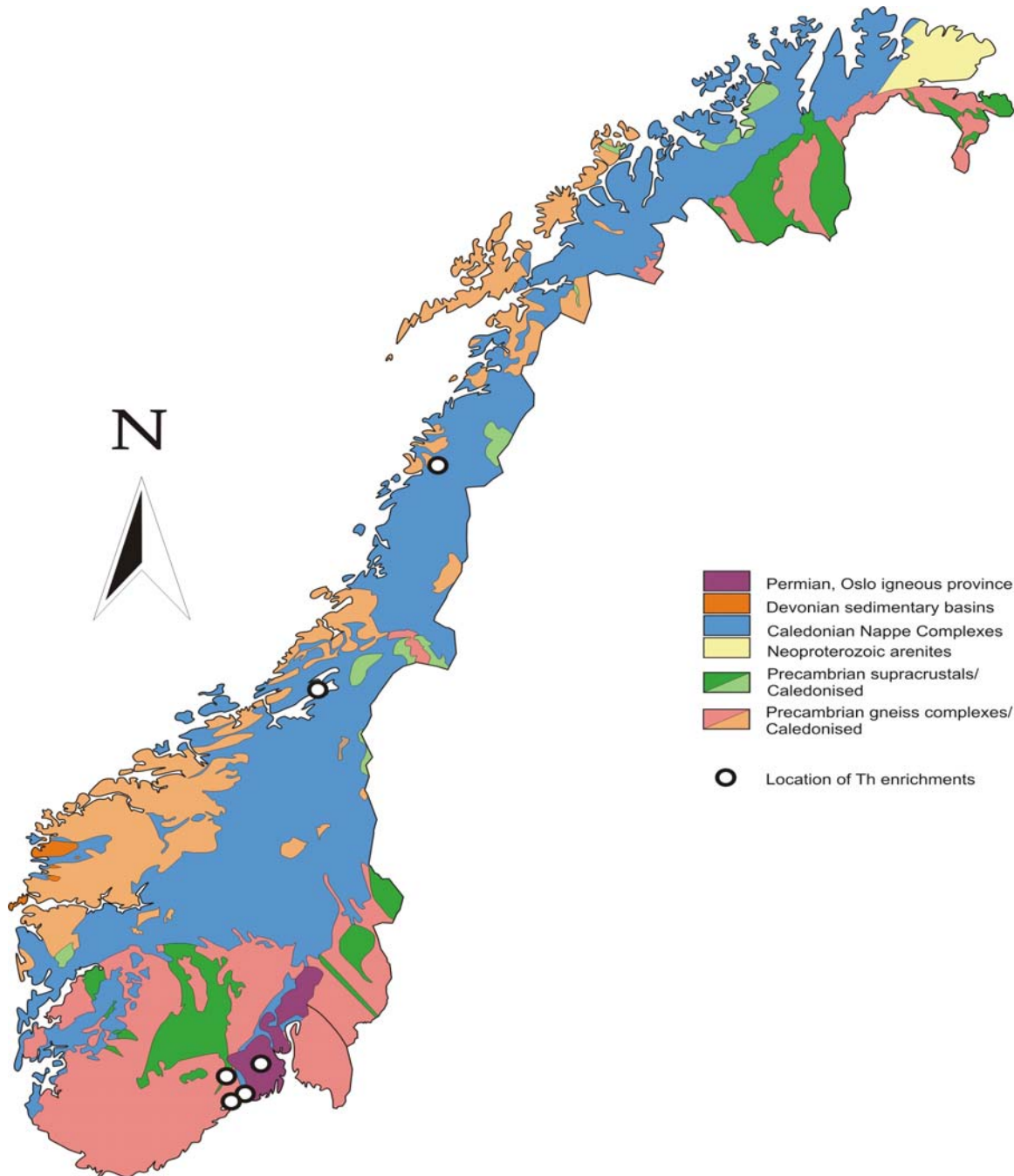


Figur 3.4: Foto av et tynt snitt av jernholdig karbonatitt fra Fensfeltet undersøkt med SEM-elektromikroskop.

(Kilde: A. Korneliussen, Norges geologiske undersøkelse, NGU)

3.3 Sammendrag av thoriumressursene i Norge

Figur 3.5 viser et geologisk kart over Norge hvor thoriumrike områder er indikert. I samsvar med gjeldende kunnskaper er det meste av thoriumholdige mineraler beliggende i Fensfeltet i Telemark fylke, Oslofeltet som dekker Vestfold, Sørlandskysten fra Kragerø til Langesund-området og likedan i Aust-Agder, Nord-Trøndelag, Nordland og Finnmark.



Figur 3.5: Kart over Norge som viser lokaliseringen av thoriumrike områder.

(Kilde: Norges geologiske undersøkelse, NGU)

En rekke thoriumholdige mineraler er funnet på ulike steder i Norge. Lindahl (2007) har sammenfattet dagens kunnskap om kvalitet (wt%) og forekomster av kjente thoriumressurser, se Tabell 3.2. Kvaliteten varierer fra relativt lavt nivå (0.2 wt%) i Nordland til relativt høyt nivå (0.4 wt%) i Fensfeltet. Volumestimatene er for øvrig svært usikre og i de fleste tilfeller ikke kjent. Fensfeltet er ansett for å være den mest lovende ressursen, med et estimat på 170 000 tonn (referert som "reserve" i US Geological Survey) og 150 000 tonn i "reserve base". Den vitenskaplige kilden for disse gamle estimatene til Fensfeltet er noe uklart og disse estimatene er ikke blitt bekreftet av Norges geologiske undersøkelse (NGU). Derfor er forekomsten av thorium i Fensfeltet angitt som "stort" og det må utføres videre undersøkelser for å bekrefte de gamle estimatene [12].

Tabell 3.2: Thoriumressurser (Th) i Norge (lokalisering, kvalitet og volum).

Lokalisering av ressursen	Kvaliteten av thorium (wt%)	Volum (Millioner tonn)
Stokkøy/Arøy, Vestfold	0.2	?
Sæteråsen, Vestfold	0.05	8
Høgtuva, Nordland	0.02	0.5 (+)
Ødegården, Aust Agder	0.1	?
Ytterøya, Nord-Trøndelag	0.2	?
Fen (jernmalm), Telemark	0.2 – 0.4	?
Fen (jernrikt), Telemark	0.1 – 0.2	stort

Som en sammenfatning av diskusjonen ovenfor har Norge potensielle thoriumressurser som kan bli oppgradert til drivverdige reserver gjennom grundig kartlegging og utvikling av fremstillingsprosesser. Allerede i 1895 ble det i løpet av ett år fremstilt 2000 kg med thoritt ved Kragerø. Fensfeltet blir ansett som den mest lovende ressursen, og den thoriumholdige karbonatitten i Fensfeltet representerer så langt et "kjemisk reservoar". Imidlertid er det meste av tilgjengelig informasjon om thoriumressurser i Norge basert på begrensede undersøkelser utført fra 1960-tallet til 1980-tallet og kunnskapen om kvalitet og tilhørende forekomster er svak og usikker. Det bør derfor gjennomføres undersøkelser av forekomstene, ikke bare i Fensfeltet, men også i de andre aktuelle områdene i Norge. Studier som omfatter mineralogi og mineral-separasjon må også gjennomføres før en kan avgjøre om det finnes drivverdige forekomster av thorium i Norge.

4. BEGYNNELSEN (*FRONT END*) AV BRENSSELSSYKLUSEN TIL THORIUM

Thoriumsyklusen er nylig undersøkt på nytt av EU [17] og IAEA [18], [19], [20]. Dette kapitlet er basert på disse kildene og studiene som er utført innenfor EUs rammeprogram ”*Thoriumsyklusen som en mulighet for avfallshåndtering*” (“*Thorium Cycle as a Waste Management Option*”).

Produksjonen av thorium har vært begrenset på grunn av begrenset etterspørsel (det er brukt i spesielle glass og legeringer); det er et biprodukt av klargjøring av sjeldne jordarter. Produksjonen er bare noen hundre tonn pr. år. Produksjonen av thorium nådde omkring 1000 tonn i 1970-årene [21], for deretter å minke på grunn av mindre etterspørsel. I perioden fra 1960 til 1970 ble thorium nevnt både som et alternativ og som etterfølgeren til uran for kjerne-kraftreaktorer. Derfor ble muligheten for geologisk undersøkelse av nye forekomster og metoder for å håndtere de forskjellige thoriumbærende mineralene viktig. Allerede i 1895 ble det i løpet av et år produsert omkring 2000 kg thorium i Norge. I 1979 var produksjon av thorium anslått til 200 tonn pr. år [22].

Den totale mengden thorium som er blitt produsert på verdensbasis inntil 1988 er anslått til 37 500 tonn [8] (omkring 17 000 tonn i USA, 8 000 tonn i Australia, 6 000 tonn i Kina, 4 000 tonn i India (for å forsyne det pågående programmet) samt omkring 2 000 tonn i Tyskland). Noe er produsert i andre land som Canada, Malaysia, Brasil, Tyrkia og det tidligere USSR. Frankrike har produsert omkring 2000 tonn av rensert thoriumnitrat, der mesteparten er blitt solgt til USA.

Det er interessant å merke seg at den årlig akkumulert asken fra kullfyrte kraftverk inneholder 700 tonn uran og 1700 tonn thorium i USA alene [23].

Halveringstiden til thorium ($T_{1/2}$) er $1,4 \cdot 10^{10}$ år (U-238: $4,5 \cdot 10^9$ år). Elementet inneholder nesten bare isotopen Th-232. Th-230, med en halveringstid på $7,5 \cdot 10^4$ år, er til stede i form av sporstoff. Det faktum at thorium har lengre halveringstid enn uran bidrar til at dens forekomst i jordskorpa er høyere.

Naturlig thorium har en tetthet på 12 g/cm^3 (uran: 18.7) og smelter ved $1750 \text{ }^\circ\text{C}$ (uran ved $1130 \text{ }^\circ\text{C}$). Derfor er thorium et vanskelig metall å bearbeide. Thoriumdioksid smelter ved $3300 \text{ }^\circ\text{C}$ (UO_2 smelter ved $2800 \text{ }^\circ\text{C}$).

Begynnelsen (*front end*) av thoriumbrenselssyklusen omfatter behandling av thoriummalm, produksjon av thoriummetall eller thoriumoksid og brenselproduksjon.

4.1 Behandling av thoriummalm

Behandling av thoriummalm for nukleær anvendelse involverer flere aktiviteter:

- Gruvedrift.
- Utvinning av de thoriuminnholdende mineralene.
- Foredling for å fjerne urenheter, spesielt nøytronabsorberende materialer.
- Produksjon av thoriummetall eller thoriumoksid.

Disse aktivitetene er adressert i de følgende avsnittene.

4.1.1 Gruvedrift og utvinning

Thorium finnes i mange mineraler. Derfor er det mange grunnleggende prosessflytskjemaer med modifikasjoner som kan overveies for metallgjenvinning [24]. Thorium er ofte assosiert med andre mineraler og kan være tilstede som et biprodukt fra andre prosesser. Eksempler på dette er konsentrasjoner i sand fra strender der titan og zirkonium kan være metaller av hovedinteresse, eller prosessering av uranmalm, likt det som er funnet i *Elliot Lake området* i Canada, hvor tilhørende thorium kan bli funnet som et biprodukt. Derfor er det flere prosessalternativer.

Fysisk- og magnetisk separasjon: Individuelle mineraler - ilmenitt, rutil, monazitt, zirkonium, sillimanitt og granat - kan separeres ved å utnytte forskjellene i deres fysiske egenskaper som f. eks., spesifikk gravitet, magnetisk følsomhet, elektrisk konduktivitet og overflateegenskaper. Det våte konsentratet passerer gjennom roterende tørkeapparat på opptil 150 °C. Det tørkede materialet blir deretter elektrostatisk eller elektromekanisk behandlet. Det elektrisitetledende bestanddelene ilmenitt og rutil blir separert først. Den ikke-ledende monazitten som er tung og moderat magnetisk blir isolert ved høyintensitets magnetiske separatorer. Det resulterende konsentratet inneholder 98 % monazitt. Vanligvis kan tilførsel som inneholder 1 - 2 % tunge mineraler i kombinasjon med monazitt bli konsentrert opp til 90 % av tunge mineraler med en samlet gjenvinning på 85 - 90 %.

Kjemisk ekstraksjon av tungmetall: De kjemiske egenskapene til thorium og assosierte sjeldne jordarter er like, så separasjon av disse er vanskelig og tidkrevende. Konsentrater av sjeldne jordarter må prosesseres kjemisk for å separere dem fra de andre komponentene som danner mineralet, og fra urenheter. Monazitt, hovedsakelig den kommersielle malmen thorium ekstraheres fra, er kjemisk stabil og enhver kjemisk behandling for ekstrahering av thorium må i utgangspunktet være meget omfattende for å oppnå en komplett oppløsning nødvendig for separasjon av sjeldne jordarter, uran og fosfater. De vanligste oppløsningsprosessene er: (1) syre - bruk av høykonsentrert svovelsyre [25], og (2) alkalisk - bruk av høykonsentrert natriumhydroksid (kaustisk soda) [22].

4.1.2 Foredling

For nukleært bruk må thorium tilfredsstillende strenge krav til renhet spesielt hva nøytronabsorberende elementer angår. Renheten oppnås industrielt ved løsningssekstraksjon, ved ionebytting eller ved direkte kjemisk utfelling.

Løsningssekstraksjon: Denne prosessen benytter seg av forskjellen i løselighet for noen tungmetallkomponenter i organiske oppløsningsmidler som ikke er blandbare med vann. Suksessive overføringsoperasjoner mellom vannholdige og organiske faser resulterer i en relativ konsentrasjon av et tungmetall i vannfasen og en annen i den organiske fasen. Med rensing av thorium ved denne prosessen blir den produserte råthorium konvertert til nitrat som eksisterer i den vannholdige fasen. Kontakt mellom vannfasen og den organiske løsningen (tributyl phosphate (TBP) i petroleum eller heksan) overfører thorium til løsningen der det stripes av ved skrubbing med fortennet salpetersyre. Thoriumnitrat med nukleær kvalitet oppnås med mer enn 99 % renhet av thorium.

Ionebytte: Dette er en effektiv måte å separere individuelle lanthanider i en ren tilstand.

Direkte utfelling: Enten tilføres fremmede ioner for å få utfelling av uoppløselige salter eller det benyttes variasjon av løseligheten med pH for komplekse salter.

Hvis uran er til stede sammen med thorium og sjeldne jordarter vil et mer sofistikert ekstraksjonsflytskjema med to TBP-konsentrasjoner og passende skrubbing og strippeetapper i væske-væske ekstraksjonstårn separere uran fra thoriumnitratene. Renheten som oppnås er 10 ppm uran i Th og omkring 3 ppm sjeldne jordarter i thorium.

4.1.3 Reduksjon til thorium-metall eller thoriumoksid

Renset thoriumnitrat brukes som utgangsmateriale for produksjon av thorium. Reduksjon av thoriumforbindelser til rent thoriummetall er ikke lett, fordi thorium ved sitt høye smeltepunkt (omkring 1700 °C) reagerer lett med hydrogen, oksygen, nitrogen, karbon og mange andre oksider. Metallene produseres vanligvis som porøst materiale eller som pulver med en av følgende metoder:

- Thoriumtetrafluorid forberedes ved oppvarming av thorium til 325 °C og utsette det for vannfri, kiselflussyregass. Thoriumtetrafluorid blir deretter redusert med kalsium ved 800 °C ved tilstedeværelsen av en sinkklorid-forsterker. Forsterkeren reagerer med kalsium i en eksoterm reaksjon og hjelper dermed til med å gjøre thoriumforbindelsen flytende og blander slagget. Sinken blir deretter fjernet med pyrovakuumbehandling ved 1360 °C.
- Thoriumoksid oppnås ved utfelling av thoriumoksalat fra thoriumnitratløsning med oksalsyre og forkalking av thoriumoksalatet ved 650 °C eller høyere. Thoriumoksid blir deretter redusert til metall med kalsium ved 1000 - 1100 °C, ved bruk av kalsiumklorid som flussmiddel.
- Elektrolyse av tetraklorid eller tetrafluorid: Thoriumtetraklorid kan oppnås ved klorering av en blanding av thoriumoksid og karbon ved 600 °C og rensing av det første destillatet ved omdestillasjon. Alternativt kan thoriumtetrafluorid fåes som beskrevet ovenfor. Saltsmelte-elektrolyse av thoriumklorid eller -fluorid i grafittigel, som virker som anode, og med molybden som katode, resulterer i utfelling av thoriummetall på katoden.

4.2 Teknologistatus for fabrikasjon av thoriumbrensel

Teknologien for fabrikasjon av thoriumbrensel dekker thoriummetallbrensel, thoriumoksidbrensel og thorium i blandingsoksidbrensel (MOX).

4.2.1 Thoriummetallbrensel

Briketter (pellets) av thoriummetall er blitt laget for å fabrikere spesielle brenselspinner for installasjon i *CIRUS termisk, Indisk forsøksreaktor (CIRUS Thermal Indian Research Reactor)* for bestråling og ekstrahering av U-233 [26]. Pulver av thoriummetall oppnås ved reduksjon av ThO₂ med kalsium.

Pulver av thoriummetall er ganske duktilt og kan lett bli konsolidert ved konvensjonelle pulvermetallurgi-teknikker. Thoriumbriketter med sintret tetthet på omkring 98 % av teoretisk tetthet (TD) ble produsert ved komprimering med et trykk på 300 MPa, etterfulgt av sintring i vakuum ved 1300 °C i 1 time.

Thorium er blitt konvertert til varierende fasonger som remser, blokker, pinner, tuber, tråder og folier, etc. ved å bruke konvensjonelle fabrikasjonsteknikker. Omfattende, eksperimentelle undersøkelser er blitt utført på blandbarheten av thorium med varierende materialer som rustfritt stål, zirkonium, krom, vanadium, etc. Det er oppdaget at jern og nikkel fra rustfritt stål diffunderer inn i thorium ved 500 °C og danner en sprø fase, som ThNi_x. Thorium diffunderer inn i zirkonium ved omkring 800 °C. Krom og vanadium er begge kompatible med thorium opp til 1000 °C.

Som følge av dets giftighet, radioaktivitet og pyroforisitet, er tilfredsstillende forholdsregler påkrevd for håndtering og prosessering av thorium. Ren eller ubestrålt thorium er en svak α -emitter, men brukt thorium med akkumulerte desintegrasjonsprodukter sender i tillegg ut β -partikler og gjennomtrengende γ -stråler. Likevel, som et resultat av thoriums lange halveringstid, utgjør ikke dette noen fare ved direkte håndtering av begrensede mengder. Noe skjerming er påkrevd for store mengder. Thorium er et veldig energisk metall som kan være selvantennelig i findelt form og eksplosivt i støvform. Tilstedeværelsen av fuktighet og hydrid, i tillegg til gjenværende kalsium, kan gi tilbake thoriummetallets selvantennelighet. Dette kan imidlertid reduseres ved å behandle thoriummetallpulveret. Behandlingen består vanligvis av nedsenking av pulveret i en vannaktig løsning av et metallsalt som er mindre elektropositivt enn thorium.

4.2.2 Thoriumoksidbrensel

Bruken av thorium i reaktorer har hovedsakelig blitt planlagt i form av thoriumoksid (thoria) på grunn av den store erfaringen og den godt demonstrerte yteevnen til oksidbrensel. Likevel, i motsetning til sintring av UO_x , der sintringsatmosfæren og O/U-forholdet spiller en viktig rolle, er ThO_2 det mest stabile kjente oksidet, og kan sintres i enhver atmosfære som bl.a. i luft, i hydrogen eller i vakuum.

Pelletering av ThO_2 -basert brensel fra kalsinerte kjerner ser for tiden ut til å være den mest attraktive brenselproduksjonsprosessen. Den har vært under utvikling siden slutten av 1970-tallet [27], [28], [29], [30], [31], [32], [33].

For produksjon av thoriakjerner har *sol-gel* prosessen blitt utviklet. Basert på denne teknologien er en prosedyre for produksjon av pelletisert brensel for vannkjølte reaktorer utviklet. Ekstern gelatinering av thorium-sol blir brukt for å produsere gel-kjerner som kan kalsineres og tilpasses pelletering og sintring. Granuleringen av eks-gelkjerner forhindrer støvdannelse, er enkel å fjernstyre og produserer briketter (pellets) med høy tetthet og med ønsket mikrostruktur ved komprimeringsstrykk og sintringstemperaturer som til og med kan bli lavere enn for konvensjonell UO_2 -fremstilling.

ThO_2 -briketter kan også fremstilles med den klassiske granuleringsprosessen ekstrudert fra hensiktsmessig forbehandlet pulver. Den relevante erfaringen er beskrevet i detalj i den åpne litteraturen:

- Alt ThO_2 -basert brensel i USAs program fra tidlig 50-tall til 1978 ble produsert ved granulering fra forskjellig pulver. Andre sofistikerte tilnærminger, som *duplex-pellet* fremstilling, ble utforsket på laboratorienivå. Det nødvendige pulveret er blitt produsert med så godt som alle kjente og anvendelige prosesser.
- Erfaringen fra India med fabrikasjon av thoria-pellets ved å benytte eks-oksalat pulver ble konsentrert rundt pulvergranulering og prosessparametre i tillegg til sintring ved bruk av Mg-doperinsstoff som sintringsmiddel. Målet ved dette arbeidet var å forbedre fabrikasjonspåliteligheten av formeringsteppe-elementer for hurtigreaktoren i Kalpakkam India.

Ekstruderingsprosessene ble også undersøkt, men denne fremgangsmåten ser ikke særlig lovende ut.

4.2.3 Blandet oksid brensel (*mixed oxide*)

Siden thorium er et rent fertilt materiale må en thoriumbasert reaktor også ha spaltbart materiale. "Drivmaterialet" kan separeres fra de fertile brenselselementene, men det er også ofte

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

et blandet oksidbrensel ($(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ eller $(\text{Th}, \text{Pu})\text{O}_2$; hvor uranet kan være U-235 eller U-233. En blandet brenselkonfigurasjon tillater en nærmest mulig homogen reaktortilstand, som er det optimale for nøytronbevaring og formering med termiske og epitermiske nøytroner.

Oksidene fremstår oftest i form av pelleter/staver som sintrede mikrosfærer, eller dekket med pyrokarbon og inkludert i en grafittmatrise eller formet som brenselkuler som er tilfelle for en kulebrenselreaktor (*pebble-bed reactor*).

Et av hovedproblemene med en Th-232/U-233 brenselssyklus er den penetrerende gammastrålingen fra enkelte datterprodukter av U-232, som alltid vil være forbundet med U-233. Derfor vil U-233-bærende materiale kreve fjernstyring og automatisert behandling i skjermede tørrbokser eller i stråleskjermede arbeidsceller for å holde strålingsdoser for personell under tillatte grenser. Dette gjøres også for plutonium-239 (Pu-239) som hentes ut ved å reprocessere brukt uranbrensel fra kraftproduserende reaktorer som inneholder betydelige mengder av Pu-240, Pu-241 og Pu-238 og som bidrar til en øket nøytron- og gammastråling og derfor også krever tørrboks-inneslutning og fjernstyrt, automatisert håndtering.

Erfaring fra India: Tre fremstillingsmetoder har vært utprøvd for $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ og $(\text{Th}, \text{Pu})\text{O}_2$ brensel-pellets:

- Konvensjonell ”pulver-pellet” produksjonslinje for både $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ eller $(\text{Th}, \text{Pu})\text{O}_2$. Denne metoden krever sammenhengende miksing og finknusing av ThO_2 -pulver med UO_2 - eller PuO_2 -pulver, granulering, kaldpelletering av granulat ved 350 MPa og høy temperatur (1700°C), sintring av *pellets* i en 15 % argon + 85 % H_2 atmosfære. Med MgO-dopet ThO_2 -pulver var det mulig å oppnå høy tetthet for $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ - eller $(\text{Th}, 4\% \text{Pu})\text{O}_2$ -pellets ved relativt lav sintrings-temperatur (1500°C). Nb_2O_5 hadde en mer betydelig effekt på densifisering av ThO_2 -blandete oksider, det ble oppnådd nesten 98 % av teoretisk maksimal tetthet ved lav sintrings-temperatur (1200°C).
- Pellet-impregneringsteknikk bare for $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$. Dette konseptet baserer seg på produksjon av relativt mindre radioaktive ThO_2 -pellets med lav tetthet ved å bruke konvensjonell ”pulver-pellet” produksjon i et uskjermet område. Deretter impregneres pellets i uranylnitrat-oppløsning (U-233) i en skjermet enhet, fulgt av sintring ved høy temperatur (> 1700 °C) for densifisering. Fint U-233 tilsattpulver blir unngått, og håndtering av U-233 er begrenset til dedikerte områder i produksjonsanlegget. $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ -pellets med høy tetthet (> 96 % av teoretisk tetthet) og homogen uranfordeling kan reproduserbart fabrikkeres med denne teknikken. Uansett vil begrensningen av pellet-impregneringsteknikken være at maksimum 2 % av U-233 kan introduseres i ThO_2 -pellet'en.
- Sol-gel mikrosfære-pelleteringsprosessen (SGMF) for $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ og $(\text{Th}, \text{Pu})\text{O}_2$. Denne prosessen ble utviklet i samarbeid med *Institute of Chemical Technology (ICT)*, KFA, Jülich i Tyskland. KFAs standard prosess, ”Utvendig gelatinering av thorium for preparering av sfæriske brenselpartikler for høytemperatur gasskjølte reaktorer”, ble betydelig modifisert for å skreddersy gel-mikrosfærer. Sol-gel mikrosfære-pelleteringsprosessen minimerer radio-toksisitetsfaren ved støv, da prosessen er støvfri. Prosessen sikrer en utmerket mikro-homogenitet, mikrostruktur og høy tetthet, og er ideell for automatisert og fjernstyrt fabrikking av $(\text{Th}, \text{Pu})\text{O}_2$ og $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ brenselpellets med høy strålingsgiftighet. Mange andre laboratorier har testet Sol-gel prosessen, blant andre KFA-Jülich og NUKEM i Tyskland.

4.2.4 Industriell prototyp produksjonsfabrikk for brensel som inneholder thorium

Blant de mer representative produksjonslinjene er det semiskjermede KILOROD-anlegget ved *Oak Ridge National Laboratory (ORNL)*, og det fjernstyrte produksjonsanlegget for thoriumbasert brensel *TURF (Thorium-Uranium Recycle Facility)* utviklet av ORNL-teamet [34], [35].

Basert på F&U innledet av ORNL og andre laboratorier, private selskaper som *DuPont* ved Savannah River og *Battelle Pacific Northwest National Laboratory* ved Hanford, Babcock and Wilcox og andre under USAEC-kontrakter, er det installert pilot- til industriell-størrelse fasiliteter for å kunne produsere forskjellige typer av brensel for bruk i prototypreaktorer som BWR, PWR og HTR. Brenselbaserte produkter var tilgjengelige fra *National Lead, Mallinckrodt, Nuclear Fuels Services*, blant andre.

Komplett 10 kg skala brenselelementfabrikasjon var tilgjengelig ved Babcock and Wilcox [36], og Allis-Chalmers har bygget et fjernstyrt pilotanlegg for brenselrefabrikasjon ved Rotondella, Italia, for Elk-River BWR brensel [37].

KILOROD-brenselproduksjonsanlegget ved Oak Ridge National Laboratory (ORNL) produserte på en 10 kg/dag skala i 1960 årene. Produksjonen var basert på sol-gel prosessen og vibrerende komprimering av pulveret i kapslingsrørene. 1280 kg med thoria ble prosessert i løpet av en kampanje på 8 måneder. Den gjennomsnittlige strålingsdosen pr. person i løpet av KILOROD-programmet lå på 0,19 mSv (milli Sievert²) pr. uke for sol-gel prosessen og for brenselstavproduksjonen. Tatt i betraktning at akseptert strålingsnivå i 1968 lå på 20 - 50 mSv i året pr. operatør, ble det konkludert at en direkte fabrikkering var gjennomførbar med (Th,3%U-233)O₂ brensel som inneholdt mindre en 20 ppm U-232. Med skyggeskjerming, kan grensen økes til 200 ppm. Med skyggeskjerming og jevnlig rengjøring og resirkulering, kan grensen økes til 600 ppm. Anlegg med større kapasitet, vil kreve skjerming ved permanent operasjon.

Lignende resultater ble oppnådd ved et pilotfabrikasjonsanlegg med 10 kg HM/serie som var i drift fra 1965 ved Babcock and Wilcox basert på den samme ORNL-prosessen. Kostnaden lå på 1 million dollar i 1965. Pilotfabrikasjonsanlegget bestod av en sol-gel prepareringsfabrikk og en brenselproduksjonsfabrikk. Begge fabrikkene, som for KILOROD, var bare delvis skjermet. I 1968 lå den totale produksjonen ved anlegget på 1150 kg. Fram til 1968 var 119 brenselstaver (232 kg med (Th,3%U-233)O₂) produsert. U-233 inneholdt 42 ppm med U-232.

Det fjernstyrte prototypanlegget for brenselproduksjon, TURF ORNL: Så tidlig som i 1965 ble det klart at et industriellskala produksjonsanlegg måtte være totalt fjernstyrt. Ingeniørene ved ORNL prosjekterte og bygget *TURF*-anlegget (*Thorium-Uranium Recycle Facility*), med fjernstyrt drift, med manuelt vedlikehold av utstyr. Produksjonskapasiteten ved anlegget lå på 60 - 3700 kg/dag med tungmetall. *TURF*-anlegget skulle produsere oksidbrensel (Th,U-233)O₂ til vannkjølte reaktorer og karbidbrensel til HTGR. Dosegrensen på personell var begrenset til 0,4 mSv/uke. Skjerming bestående av 10 cm stål ble valgt som en praktisk grense for semi-fjernstyrt fabrikkering, da arbeide over en større avstand med hansker ble ansett som problematisk. En kostnadsanalyse basert på dette designet viste at fjernstyrt håndtering av oksid- og karbidbrensel ville koste henholdsvis nesten 1,5 til 2 ganger mer. Antagelsene som ble tatt den gangen er ikke konservative i dag, og en større skjerming ville være nødvendig (~1.2 m) som muligens vil medføre en høyere kostnad.

² Effekten av absorbert dose: Ekvivalent eller effektiv dose = Sievert (Sv)

Selv om et anlegg som dette kunne bygges og drives, har brenselproduksjonsdelen vært hovedstopperen i utviklingen av en thoriumbasert brenselssyklus opp til dags dato. De tekniske kompleksitetene en hadde for 30 år siden, de økte kostnadene i kombinasjon med andre faktorer, ledet til en foreløpig skrinlegging av denne brenselssyklusen (bortsett fra i India av strategiske årsaker).

Den enorme tekniske utviklingen vi har hatt siden 1960-årene innenfor mekanikk, elektriske motorer, materialer, elektronikk, innen data samt praktiske eksempler på fjernstyrt brensel-fabrikasjon (MELOX i Frankrike) gjør at disse konseptene for brenselproduksjon bør gjenopptas, slik at dets fordeler kan realiseres i nær framtid.

Produksjonsprosessen for HTGR-brenselementer ble etablert i Tyskland, KFA Jülich og NUKEM, for å lage ”reaktor-kuler” med en diameter på omkring 60 mm for bruk i ATR og THTR reaktorene. Omtrent 650000 kuler ble produsert. Belegget på HTGR-brenselpartiklene opererer på tilnærmet samme temperatur som brenselet, 800 til 1300 °C. Disse høye temperaturene forsterker effektene av bestrålingsinduserte dimensjonelle forandringer, trykk-oppbygging av fisjonsgasser og temperaturkontrollerte diffusjonsprosesser. Hvor effektivt fisjonsproduktene er holdt tilbake i de forskjellige brenselstypene er styrt av komplekse innbyrdes forhold mellom mange faktorer, inkludert strålingsskader, svelling, kjemisk korrosjon og forandringer i komposisjon ved forhøyede temperaturer. På basis av dette kan HTGR-karbidbrensel motstå veldig høye temperaturer over lang tid og høy utbrenning sammenlignet med LWR oksidbrensel, men det er mye mer komplekst og dyrt å operere.

4.3 Brenselsegenskaper og -oppførsel

En anselig erfaring er akkumulert innenfor thoriumbrenselproduksjon. For *Fort St. Vrain* reaktoren ble det produsert 2448 heksagonale grafittbrenselementer, 7,1 millioner *fuel compacts* og 26000 kg av fissilt og fertilt materiale i TRISO-belagte brenselpartikler. Dette inkluderte nesten 25 000 kg thorium. Det ble bestrålt ved temperaturer høyere enn 1300 °C til en maksimum utbrenning av de fissile partiklene på 16 FIMA (*per cent fissions in initial metal atoms*) til en maksimum hurtig nøytronfluens på $4,5 \cdot 10^{25}$ n/m² uten bevis på signifikant kapslings-feil. Over 50 tonn thoriumbrensel i keramisk form, kapslet i Zirkaloy, ble også produsert for Shippingport LWBR-kjernen.

4.3.1 LWR Brenseloppførsel

Et antall bestrålingstester ble utført i vannmodererte reaktorer for å evaluere oppførselen i reaktorkjernen til varierende (Th,U)O₂-innholdende brenselspinner produsert ved enten pelletering, *vipac* eller *sphere-pac*.

Brenseloppførselen ble utførende studert ved et bestrålingsprogram ved *Oak Ridge National Laboratory* som startet i 1961. De opprinnelige resultatene av oppførselskarakteristikkene ble funnet å være fordelaktige [38], [39]:

- Generelt oppfører alt thoriabasert brensel seg bedre enn uraniabasert brensel;
- Sol-gel produsert (Th,U)O₂-brensel imøtekommer grunnleggende krav til oppførsel for kjernekraftbrensel;
- Vibrasjonskomprimert (Th,U)O₂-brensel oppfører seg like bra som brensel som inneholder presset og sintret pellets ved moderate effektbelastninger opp til 300 W/cm og utbrenningsnivåer på 40 000 MWd/tHM (*Mega Watt days per tonne Heavy Metal*).

Arbeidet ble videreført ved å undersøke oppførselen til (Th,U)O₂-brensel under forskjellige testbetingelser som:

- Høy utbrenning og moderate effektbelastninger;
- Høy utbrenning og middels effektbelastninger;
- Moderat utbrenning og høye effektbelastninger;
- Prosesseringsvariable som påvirker oppførselen under bestråling.

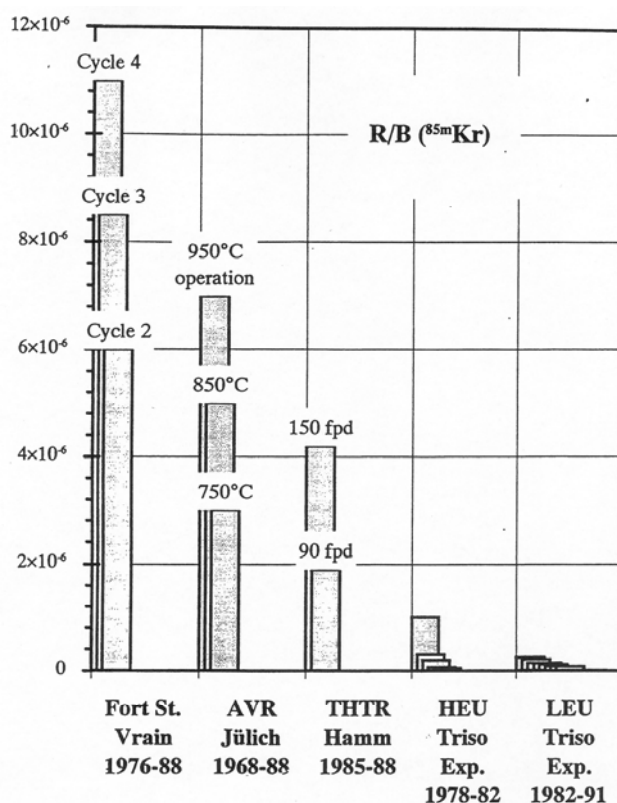
I tillegg hadde spesielle testbestrålingsprogram blitt utført i *Light Water Breeder Reactor Programmet* og i Haldenreaktoren (*Halden Boiling Heavy Water Reactor*) [40] og i kjernekraftreaktorer [41]. Oppførselen til Th-basert brensel i PWR'er ved effektbelastninger opp til 680 W/cm og til utbrenninger på 80 000 MWd/tHM ble studert. Det Th-baserte brenselet oppførte seg utmerket sammenliknet med standard LWR-brensel.

4.3.2 HTGR brenseloppførsel

Thoriumbrenselets oppførsel ble studert i utviklingsprogrammet til en høytemperatur gasskjølt reaktor (HTGR). Disse studiene fokuserte på fisjonsproduktoppførsel og oppførselen under bestråling av thorium eller thorium-uran blandet oksid i mikrosfære form.

Spesielt i tilfellet av TRISO-kapslet pellets med SiC som det tredje laget var brenselpartikkelens oppførsel utmerket i bestrålingstestene under reaktoroperasjonsbetingelser. Dette er tilfellet for alle brenselkjerner, UO₂, ThO₂, (Th,U)O₂, UC₂ or UCO. Under ulykkesbetingelser vil maksimum brenseltemperaturer for TRISO-partiklene holdes på eller under 1600 °C. Dette er vel under grensen på 2000 °C der signifikant frigivelse av fisjonsprodukter er blitt målt.

Figur 4.1 viser typisk oppførsel for fisjonsgassen krypton-85 uttrykt som forholdet mellom frigivelse og produksjon (R/B, der R = frigivelsesraten; B = produksjonsraten) under reaktoroperasjonsbetingelser og i bestrålingseksperimenter i materialtestreaktorer.



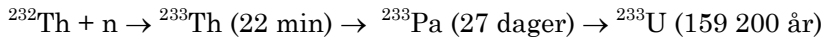
Figur 4.1: Frigjøringsrater for fisjonsgass for moderne, høykvalitets TRISO-brensel.

5. KJERNEKRAFTREAKTORER FOR THORIUM

Thoriumisotopen Th-232 er ikke *fissil* (spaltbar), som betyr at det ikke oppstår spaltning når den blir truffet (bestrålt) av termiske nøytroner. Th-232 er *fertil*, som betyr at det nye fissile materialet uran-233 (U-233) kan bli produsert ved å bestråle thorium med nøytroner.

I likhet med uran-238 (U-238) kan derfor også Th-232 isotopen bli benyttet som fertilt materiale i en brenselssyklus. Th-232 absorberer nøytroner i det epitermiske området, og U-233 blir dannet via beta-desintegrasjon av protactinium (Pa-233):

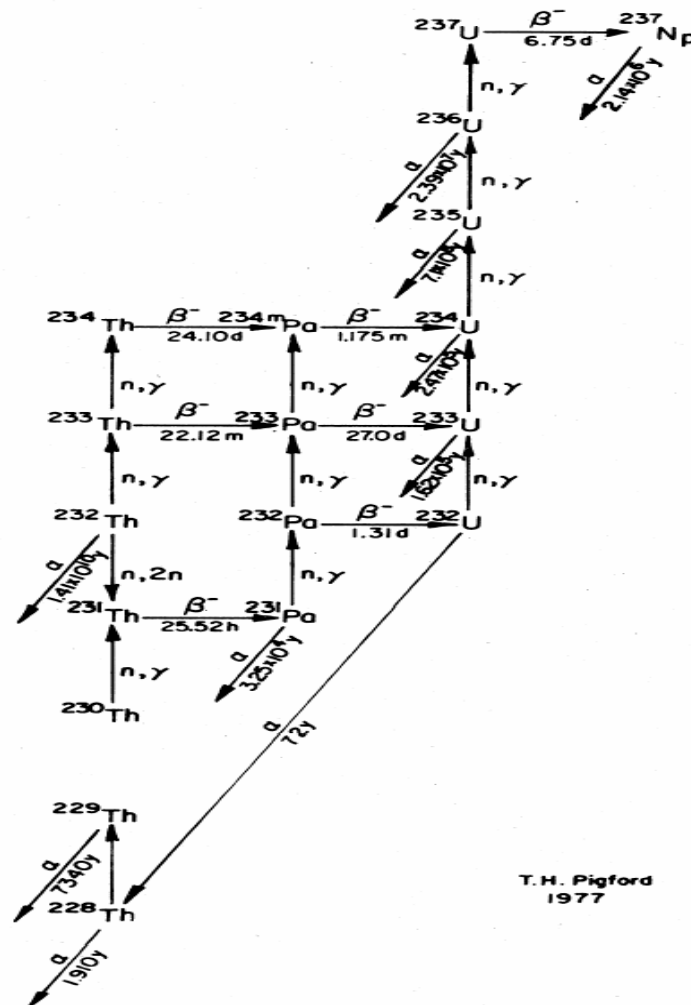
thorium-uran brenselssyklusen:



Analog til

uran-plutonium brenselssyklusen:

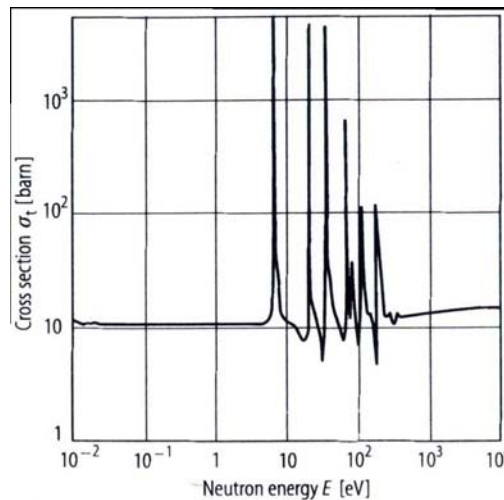
$^{238}\text{U} + n \rightarrow ^{239}\text{U} (23.5 \text{ min}) \rightarrow ^{239}\text{Np} (2.4 \text{ dager}) \rightarrow ^{239}\text{Pu} (24\,110 \text{ år})$. Figur 5.1 viser de relevante isotopene i thoriumbrenselssyklusen.



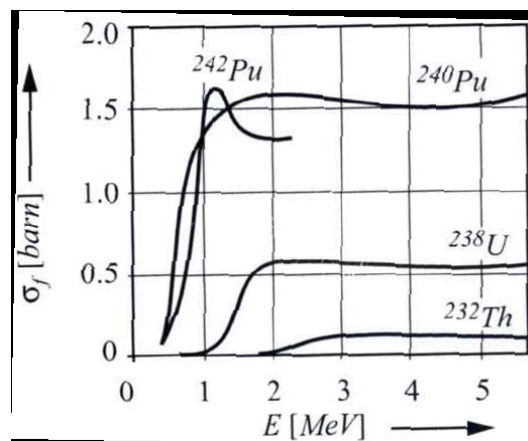
Figur 5.1: Relevante isotoper i thoriumbrenselssyklusen.

5.1 Egenskaper til det fertile materialet Thorium-232

Th-232 har mange absorpsjonsresonanser i det epitermiske energiområdet (se Figur 5.2). Disse resonansene gir reaktorer med dette materiale en sterkt negativ temperaturkoeffisient, forutsatt riktig konstruksjon. Absorpsjon av et nøytron i Th-232, fulgt av to beta-desintegrasjoner, fører til dannelse av U-233. I det termiske energiområdet er absorpsjonstverrsnittet til Th-232 ((n,γ)-reaksjon) omtrent 20 % større sammenlignet med U-238. Over en nøytronenergi på 1,2 MeV (mega elektronvolt) kan nøytronabsorpsjon også gi direkte fisjon av thorium, dog med en veldig liten sannsynlighet (se Figur 5.3).



Figur 5.2: Absorpsjonstverrsnitt av Thorium-232 (Th-232) i det epitermiske nøytronenergiområdet.

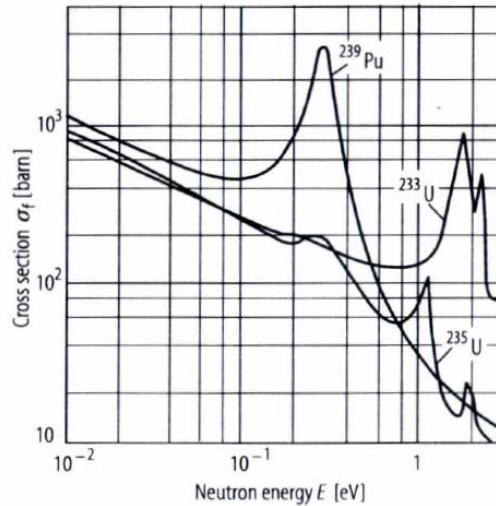


Figur 5.3: Fisjonstverrsnitt ved høye nøytronenergier for isotopene thorium-232 (Th-232), uran-238 (U-238), plutonium-240 (Pu-240) og plutonium-242 (Pu-242).

Dannelsen av store mengder Pa-233 (halveringstid 27 dager) gjør det nødvendig å håndtere Pa-233 for å optimalisere produksjonen av U-233 i termiske reaktorer med marginal nøytronbalanse. Denne Pa-isotopen kan ikke bare desintegrere til det fissionable U-233, men også omdannes til Pa-234 gjennom en (n,γ)-reaksjon med et høyt reaksjonstverrsnitt (110 barn). Dette fører til et betydelig tap for utvinning av nytt fissionable materiale. I tillegg fører det til en forsinket reaktivitetsøkning etter nedkjøring.

5.2 Egenskaper til det fissile materialet Uran-233

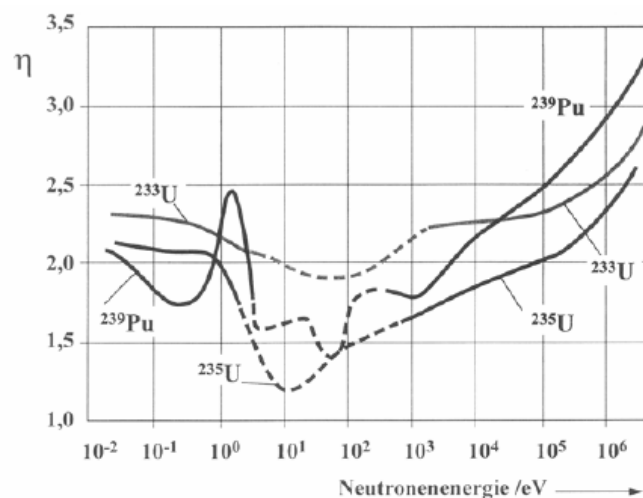
I det termiske energiområde kan fisjonstverrsnittet til U-233 sammenlignes med U-235. Men det finnes resonanser for energier større enn ca. 1eV (Figur 5.4). Dette må vurderes når en forskyvning av spektret under sterke transienter i en termisk reaktor skal tas hensyn til. U-233 har flere fisjons- og absorpsjonsresonanser i det epitermiske energiområdet. Dette kan påvirke den dynamiske oppførselen av en reaktor som er lastet med store mengder Th-232 og U-233. I likhet med andre fissile materialer har U-233 et lite fisjonstverrsnitt ved høye energier.



Figur 5.4: Fisjonstverrsnitt for isotopene uran-233 (U-233), uran-235 (U-235) og plutonium-239 (Pu-239) i det termiske energiområdet.

U-233 har attraktive egenskaper som fissilt materiale, spesielt i det termiske energiområdet. For termiske nøytronenergi har U-233 en høyere η -faktor enn U-235 og Pu-239 (Figur 5.5). η -faktoren er antallet nøytroner tilgjengelig for fisjon for hvert nøytron som blir fanget inn av brenselet. Den er gitt ved uttrykket:

$$\eta(E) = \nu(E) \cdot \frac{\sigma_f(E)}{\sigma_f(E) + \sigma_{n\gamma}(E)}$$



Figur 5.5: η -verdiene av U-233, U-235 og Pu-239.

Tabell 5.1 viser de nukleære egenskapene til de fissile isotopene U-233, U-235 og Pu-239 midlet over det termiske energiområde. Den store η -verdien gjør det mulig å få en formering av U-233 selv ved termiske energier. Den effektive andelen av forsinkede nøytroner (β_{eff}) for U-233 er mindre enn halvparten av verdien for U-235. Tidskonstanten for tilbakevirkning og kontroll av en kritisk reaktor er derfor redusert.

Tabell 5.1: Sammenligning av de nukleære egenskapene til de fissile isotopene U-233, U-235 og Pu-239.

isotopes	²³⁵ U		²³⁹ Pu		²³³ U	
	Thermal	Fast	Thermal	Fast	Thermal	Fast
σ_f (barn)	582	1.81	743	1.76	531	2.79
σ_c (barn)	101	0.52	270	0.46	46	0.33
$\alpha = \sigma_c / \sigma_f$	0.17	0.29	0.36	0.26	0.09	0.12
ν	2.42	2.43	2.87	2.94	2.49	2.53
$\eta = \nu \sigma_f / \sigma_a$	2.07	1.88	2.11	2.33	2.29	2.27
β_{eff} (%)	0.65		0.210		0.276	

De gunstige nukleære egenskapene til U-233 blir i stor grad oppveid av nøytrontap i gjenværende Pa-233 og lite fisjon ved hurtige nøytroner i Th-233, sammenlignet med U-238. Det er derfor svært vanskelig å lage en termisk lettvanns formeringsreaktor lastet med Th-232/U-233 under industrielle betingelser.

5.3 Tidligere erfaringer

På seksti- og syttitallet var det over hele verden en betydelig interesse for utviklingen av thoriumbrensel. Det ble påvist at thorium kunne anvendes i praktisk talt alle typer eksisterende reaktorer. Et omfattende arbeid ble gjort og som resulterte i mange interessante utviklinger – blant dem var prototyper av høytemperaturreaktorer (HTR), lettvannsreaktorer (LWR) og saltsmelte-reaktorer (*Molten Salt Reactor*, MSR).

På midten av syttitallet utredet *US Electric Power Research Institute (EPRI)* mulige forbedringer av brenselssyklusen til moderne lettvannsreaktorer ved bruk av thorium [42]. Flere andre reaktortyper enn LWR er forsøkt kjørt med thorium [43]. Den mest bemerkelsesverdige blant disse er den første gasskjølte og grafittmodererte reaktoren i USA (Peach Bottom, 40 MW_e, 1967 – 1969) og den første kulebrenselreaktoren (*“pebble bed reactor”*) i Tyskland (AVR, 15 MW_e, 1966 – 1972) [44]. Tabell 5.2 gir en oversikt over forsøksreaktorene og kraftreaktorene som har anvendt thorium.

Tabell 5.2: Thorium brukt i forskjellige forsøksreaktorer og kraftreaktorer (fra IAEA-TECDOC 1450).

Name and Country	Type	Power	Fuel	Operation Period
AVR, Germany	HTGR Experimental (Pebble Bed Reactor)	15 MW _e	Th & U-235 Driver Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1967 - 1988
THTR, Germany	HTGR Power (Pebble Type)	300 MW _e	Th & U-235 Driver Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1985 - 1989
Lingen, Germany	BWR Irradiation-testing	60 MW _e	(Th, Pu)O ₂ Test Fuel , Pellets	Terminated in 1973
Dragon, UK OECD-Euratom also Sweden, Norway & Switzerland	HTGR Experimental (Pin-in-Block Design)	20 MW _{th}	Th & U-235 Driver Fuel, Coated fuel particles, Dicarbides	1966 -1973
Peach Bottom, USA	HTGR Experimental (Prismatic Block)	40 MW _e	Th & U-235 Driver Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1966 – 1972
Fort St Vrain, USA	HTGR Power (Prismatic Block)	330 MW _e	Th & U-235 Driver Fuel, Coated fuel particles, Dicarbides	1976 – 1989
MSRE ORNL, USA	MSBR	7.5 MW _{th}	U-233 Molten Fluorides	1964 – 1969
Borax IV & Elk River Reactors, USA	BWRs (Pin Assemblies)	2.4 MW _e 24 MW _e	Th & U-235 Driver Fuel, Oxide Pellets	1963 – 1968
Shippingport & Indian Point, USA	LWBR PWR (Pin Assemblies)	100 MW _e 285 MW _e	Th & U-233 Driver Fuel, Oxide Pellets	1977 – 1982 1962 – 1980
SUSPOP/KSTR KEMA, Netherlands	Aqueous Homogenous Suspension (Pin Assemblies)	1 MW _{th}	Th & HEU Oxide Pellets	1974 - 1977
NRU & NRX, Canada	MTR (Pin Assemblies)		Th & U-235 Test Fuel	Irradiation- testing of few fuel elements
KAMINI, CIRUS & DHRUVA, India	MTR Thermal	30 kW _{th} 40 MW _{th} 100 MW _{th}	Al & U-233 Drive Fuel, 'J' rod of Th & ThO ₂ 'J' rod of ThO ₂	All three research reactors in operation
KAPS 1 & 2, KGS 1 & 2, RAPS 2, 3 & 4, India	PHWR (Pin Assemblies)	220 MW _e	ThO ₂ Pellets For neutron flux flattening of initial core after start-up	Continuing in all new PHWRs
FBTR, India	LMFBR (Pin Assemblies)	40 MW _{th}	ThO ₂ blanket	In operation

5.3.1 Lettvannsreaktorer (LWR)

LWR bruker urandioksid (UO_2), plutoniumdioksid (PuO_2) og/eller thoriumdioksid (ThO_2) som brensel i brenselstaver. Ved utviklingen av thorium-uran oksidbrensel i lettvannsreaktorer er to muligheter undersøkt:

1. Homogen blanding av oksider av thorium og høyanriket uran, i ensartede gitre (BORAX-IV, Indian Point I PWR, og Elk River BWR reaktorene).
2. Heterogene geometrier, der en mantel med mindre uraninnhold ga det meste av det nye fissile materialet i kjernen (Shippingport PWR).

I programmet "*Shippingport Light Water Breeder Reactor (LWBR)*" ble muligheten for netto formering av fissile isotoper i kjernen undersøkt. Resultatet viste at forholdet mellom det fissile materialet ved slutten og begynnelsen av driften var omtrent 1,0139. Programmet påviste også noen ulemper ved LWBR-teknologien i forhold til erfaringen som en den gang hadde, blant dem en lavere effektetthet i kjernen (30 %), nødvendigheten av en høy U-235 anriking i den første utviklingsfasen, en mer komplisert utforming av en bevegelig formeringsregion, og en mer komplisert gjenvinning av uran og thorium og nødvendigheten av ekstra skjerming under fabrikkasjonsprosessen sammenlignet med uran og Pu gjenvinning [45].

Hovedkonklusjonene av det EPRI-finansierte programmet på anvendelser av thoriumsyklusen i *Combustion Engineering Systems 80 PWRs* kan oppsummeres:

- Bruk av thorium *med gjenvinning*³ kan på lang sikt øke energiproduksjonen per tonn utvunnet uran med omtrent 85 % utover det som er mulig med uransyklusen *uten gjenvinning*⁴ og med 22 % utover plutoniumgjenvinning.
- Til tross for dette kan thoriumsyklusen være økonomisk uattraktiv, selv sammenlignet med sykluser med dårlig brenselutnyttelse, fordi en trenger mye brensel de første årene mens besparelsene oppstår senere.
- En sammenligning av egenskapene til reaktorkjerner basert på uran og thorium viser at bruk av thoriumbrensel er mulig og at det ikke er nødvendig å forandre en trykkvannsreaktor som er laget for å bruke gjenvunnet plutonium.
- Innføring av et helt nytt system av avanserte konverteringsreaktorer i USA ville antakelig medføre både større anstrengelser og finansiering enn det som kan rettferdiggjøres.

Tidligere forsøk på å forbedre effektiviteten av LWR-brenselssyklusen viste [46], [47] at de avanserte konverteringskonseptene får en overlegen brenselutnyttelse når de viktigste parasittære reaktivitetskontrollerne fjernes ved å bruke en av tre metoder: anvendelse av brenselbytte under drift (CANDU, saltsmeltreaktor, kulebrenselreaktor (*pebble bed*)), spesiell geometri for å utnytte lekkasje-nøytroner (*seed-blanket*), eller moderasjonskontroll av nøytroninnfangning i fertilt materiale (*spectrum shift*). I dag har bare CANDU-reaktorer fått fotfeste på verdensbasis. Alle disse reaktorkjernene kan oppnå forbedret brensel effektivitet når det fissile materialet blir gjenvunnet og ved introduksjon av thorium i tillegg til uran i brenselet.

5.3.2 Høytemperatur gasskjølte reaktorer (*High Temperature Gas Cooled Reactor, HTGR*)

KFA Jülich i Tyskland har om lag førti års erfaring med bruk av thorium som kjernebrensel. Thorium-brensel i form av innkapslede brenselpartikler ("*coated fuel particles*") (omtrent

³ Lukket brenselssyklus ("*Closed Fuel Cycle*"), brenselet gjennvinnes: *Reprocessing av brukt brensel for å ekstrahere det gjennværende fissile materialet for framtidig bruk.*

⁴ Åpen brenselssyklus ("*Open Fuel Cycle*"), *uten gjenvinning: Brenselet The fuel is wasted after use (some fissile material left).*

100 000) er utprøvd med suksess i to høytemperaturreaktorer (HTR). ”Atomversuchsreaktor” (AVR, 50 MW_{th}) var i drift i over 21 år. I ”Thorium High Temperature Reactor” (THTR, 750 MW_{th}) ble det i tre år brukt 675 000 grafittkuler med innkapslede brenselpartikler (”coated fuel particles”) (ca. 10 g ThO₂/kule) etter en grundig godkjenningsprosedyre for thoriumbrenselet. Mye av arbeidet var konsentrert om spørsmål angående høy konvertering og formering med thoriumsyklusen.

THOREX-prosessen (*thorium extraction*) for gjenvinning av brukt thoriumbrensel ble også utviklet i Jülich på grunnlag av PUREX-prosessen (*plutonium uranium extraction*). Denne utviklingen tok slutt på 1970-tallet både fordi formeringsreaktorer den gang virket overflødige og fordi USA hadde på det nærmeste forbudt alt bruk av høyanriket uran. Siden ble all utvikling av modulære høytemperaturreaktorer (HTR) basert på lavanriket brensel (LEU; ca. 8 wt% U-235).

Jülich undersøkte lenge anvendelsen av thoriumsyklusen i trykkvannsreaktorer og i anlegg for transmutasjon. Jülichs kunnskap omfatter produksjon av thoriumbrensel, drift av reaktorer, og gjenvinning av thorium. De følgende underkapitler er basert på rapporten som sammenfatter den tyske erfaringen [48].

5.3.2.1 AVR (Atom Versuchs Reaktor)

”Atomversuchsreaktor (AVR)” var verdens første høytemperatur gasskjølte kulebrenselreaktor (*pebble bed reaktor*), der kuleformede brensel-elementer (*pebbles*) ble brukt i over 21 års drift. Thorium i form av innkapslede brensel-partikler (*coated particle*) ble inngående testet med gode resultater. Forskjellige typer kuleelementer og forskjellige typer innkapslede partikler ble testet. Brensel-elementer med thorium tilfredsstilte alle krav.

Reaktoren benyttet seg av en kontinuerlig inn- og utlasting av brenselkulene. Overskudds-reaktivitet for å kompensere for utbrenning var derfor ikke nødvendig. Dette er veldig viktig ved alvorlige reaktivitetsuhell. Brensel-elementene ble resirkulert flere ganger og ført tilbake til reaktoren før de var utbrent.

AVR-eksperimentene viste at ”pebble bed reactor” konseptet virker og at en slik reaktor kunne relativt enkelt holdes i drift. Mange nyttige og nye sikkerhetsrelaterte eksperimenter ble gjennomført. Spesielt viktig var eksperimenter for å verifisere at ettervarmen kunne fjernes passivt – et viktig prinsipp for alle nye modulære høytemperaturreaktorene. Omtrent 200 kg thorium ble anvendt i AVR, og driften viste at det er attraktive egenskaper ved en framtidig bruk av thorium [49], [50], [51], [52], [53].

5.3.2.2 Thorium høytemperaturreaktor (Thorium High Temperature Reactor, THTR)

Høytemperaturreaktoren (HTR) kan anvendes med flere forskjellige brenselssykluser. Brenselet består av nuklidene U-233, U-235, Pu-239, Pu-241 som fissilt og Th-232, U-234, U-238 som fertilt materiale. I pebblebed-reaktoren kan alle disse materialene brukes, enten blandet med hverandre eller atskilt. Avhengig av dagens økonomiske forhold og med hensyn til muligheter for brenselforsyning kan den *åpne syklusen* (uten gjenvinning) ha fordeler i noen tiår framover. Ved stigende kostnader for uran vil den *lukkede syklusen* (med gjenvinning) bli interessant i en fjernere framtid.

Sykluser med forskjellige anrikninger og forskjellige formeringsmaterialer ble utviklet og prøvd i stort omfang i AVR og THTR. Følgende sykluser er fullt utviklet:

1. *Sykluser med 93 wt% anriket uran og thorium (”high enriched uranium (HEU)” syklus)*

2. Sykluser 20 wt% anriktet uran og thorium ("medium enriched uranium (MEU)" syklus)
3. Sykluser med 8 wt% anriktet uran og U-238 som fertilt materiale ("low enriched uranium (LEU)" syklus)

Reglene i "International Nuclear Fuel Cycle Evaluations" (INFCE) tillater ikke en anrikning større enn 20 wt% p.g.a. krav til ikke-spredning. Derfor innebærer planer for HTR i dag bare brenselssykluser med omtrent 8 wt% anrikning og en utbrenning på 80 000 – 100 000 MWd/tHM.

Basert på et HEU/Th-konsept som ligner på THTR-brenselementene (moderasjonsforhold: $N_C/N_{HM}=325$, tungmetallinnhold: 11,2 g/kule, utbrenning: 100000 MWd/tHM, anrikning: ~10 wt%) kan en få karakteristiske verdier for en likevektskjerne som vist i Tabell 5.3 nedenfor.

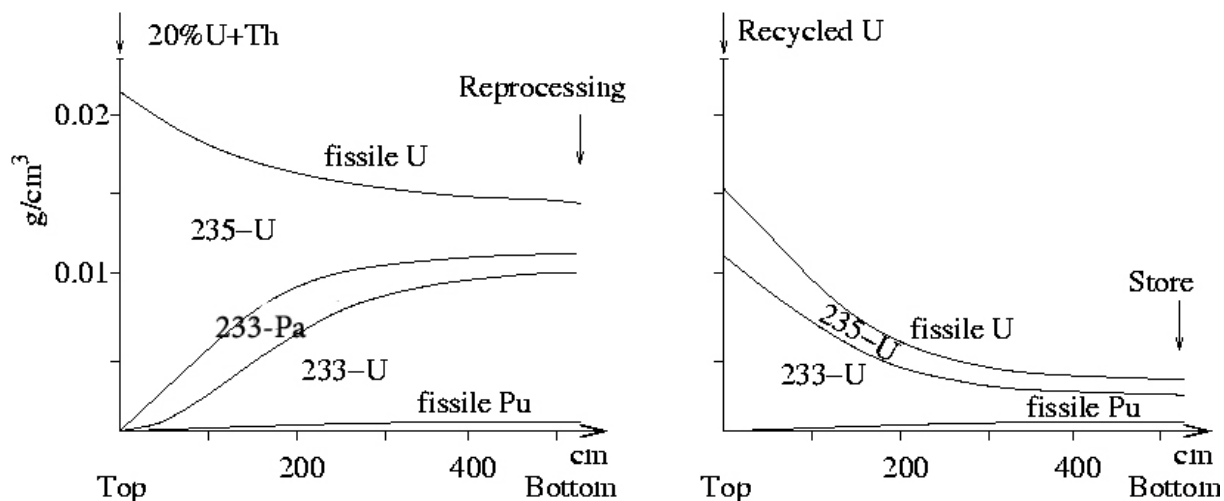
Tabell 5.3: Karakteristiske verdier for likevektskjernen.

Parameter	Value	Dimension
Average Enrichment (at start)	7.16	wt%
Burnup	100 000	MWd/tHM
Conversion Rate	0.59	-
Fissile Material Inventory	917	kg/GWe
U ₃ O ₈ -demand (0.25 tail)	462	kg/Gwde
Loading U-235	1.81	kg/Gwde
Discharging U-233, U-235 and Pa-233	0.51	kg/Gwde
Discharging Np-239, Pu-239 and Pu-241	0.002	kg/Gwde
Pu(fiss)/Pu(tot) in Discharged Material	19	%
In-situ use of Pu-239 and Pu-241	98	%
Fast Fluence	5.1	10 ²¹ n/cm ²

Dataene viser at plutoniumproduksjonen nesten er helt unngått og at ytelsen av kulene og dosen av hurtige nøytroner holder seg innenfor fastlagte grenser.

MEU-syklusen med middels anrikning (< 20 wt%) ville fremdeles oppfylle krav til ikke-spredning (se Figur 5.6 for balansen av fissilt materiale mens det går gjennom reaktoren). Pebble-bed-HTR gir en betydelig fleksibilitet av brenselssyklusen. Under normal drift av AVR ble det prøvd 10 forskjellige typer brenselement med kontinuerlig utskifting uten en vesentlig forandring av anleggets parametere [48].

Thorium høytemperatur-reaktoren (THTR) bruker kuleformede brenselementer som inneholder U-235 (93 wt% anrikning) som fissilt materiale og Th-232 som fertilt materiale, begge i form av oksider. Tungmetallet ble brukt som innkapslede BISO-partikler (partikler med to lag av pyrolytisk karbon).



Figur 5.6: Balansen av fissilt materiale mens det går gjennom en reaktor med thorium/denaturert uransyklus (MEU-syklus).

(Kilde: "Use of Thorium in the nuclear technology – experiences in Germany" [48])

I samband med det er det viktig at isotopen Pa-233 ikke bare går over til det fissile materiale U-233, men kan også bli konvertert til Pa-234 gjennom (n,γ) -reaksjonen som har et stort reaksjons-tverrsnitt (110 barn). Dette betyr et betydelig tap for dannelse av nytt fissilt materiale. Nøytronfluksnivået og utformingen av brensel-elementene er viktige tilleggsparemetere for utnyttelsen av thorium i en HTR. Nøytronfluksen bør være så lav som mulig for å oppnå størst mulig formering.

I den åpne uransyklusen i HTR blir omtrent 90 % av plutoniumet som blir dannet under driften av reaktoren brent i selve reaktorkjernen. Plutoniuminnholdet i de brukte brensel-elementene er derfor veldig lavt og er i tillegg gjort mindre attraktive gjennom en høy andel tyngre isotoper.

Lukkede brenselssykluser som kan bli realisert med anriket uran (20 wt%) og thorium og som har gode ikke-spredningsegenskaper, kan oppnå store konverteringsrater og trenger derfor mindre uran. En lukket brenselssyklus for HTR eller andre typer reaktorer forutsetter at kapasitet for økonomisk gjenvinning er tilgjengelig [54], [55], [56], [57], [58], [59].

5.3.2.3 HTR som konversjons- og formeringsystem

Thorium tillater i prinsippet en formering i heliumkjølte høytemperaturreaktorer (HTR), i reaktorer kjølt med tungtvann (D_2O) og i saltmeltereaktorer (MSR, *Molten Salt Reactor*). Disse tre mulighetene ble grundig undersøkt i Tyskland, men bare HTR drevet med thorium og U-233 blir kommentert her. Thoriumsyklusen er foretrukket for høy konvertering og formering i en HTR. Imidlertid forutsetter en HTR Th-U formeringsreaktor et lavt moderasjonsforhold og en lav brensel-utbrenning. Rapporten som sammenfatter de tyske erfaringene [48] diskuterer et symbiotisk HTR-system bestående av to kulebrensel (*pebble-bed*) HTR'er. Den ene er en "pre-breeder" som produserer U-233 til den andre HTR. Begge reaktorene trenger gjenvinning, og et formeringsforhold på 1,026 (dvs. 2,6 % mer fissilt materiale produsert enn forbrukt) ble estimert. Dette konseptet ble imidlertid aldri realisert som prototype.

5.3.2.4 Gas Turbine-Modular Helium Reactor (GT-MHR)

Konseptet *Gas Turbine-Modular Helium Reactor* (GT-MHR) med brensel i prismeform ble utviklet av *General Atomics* i USA. Bruk av helium som kjølemiddel ved høy temperatur og en

forholdsvis liten effektytelse per modul (600 MW_{th}) gjør det mulig å koble reaktoren direkte til en gassturbin (Brayton syklus). Denne egenskapen fører til en virkningsgrad på 48 % (50 % mer enn for konvensjonelle reaktorer i bruk i dag). GT-MHR-kjernen kan tilpasses forskjellige brenselstyper, deriblant høyanriket uran/thorium, U-233/Th og Pu/Th. Bruk av høyanriket uran/thorium som brensel ble demonstrert i *General Atomics* reaktor *Fort St. Vrain* i Colorado.

5.3.3 Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)

Ved dette avanserte formeringsreaktorkonseptet sirkulerer brenselet oppløst i smeltet salt uten bruk av ekstern kjøling i kjernen. Fra primærsystemet blir fisjonsvarmen overført gjennom en varmeveksler til sekundærsystemet, som også inneholder smeltet salt, for å lage damp. Konseptet ble inngående studert på 1960-tallet og får nå ny interesse fordi avansert teknologi for materialer og komponenter er blitt tilgjengelig.

Utviklingen av *Molten Salt Breeder Reactor* (MSBR) i USA på 1960-tallet hadde som mål å skaffe en reservemulighet for den konvensjonelle formeringsreaktoren. ORNL drev en liten prototyp med betegnelsen *Molten Salt Reactor Experiment* (MSRE, 8 MW_{th}) fra 1965 til 1969. Tre brenselstyper ble utprøvd: uran anriket til 30 wt% U-235, rent U-233 og Pu-239. Brenselssaltet bestod av 66 % LiF, 29 % BeF₂, 5 % ZrF₄ and 0,2 % UF₄. I 1971 begynte USA med et prosjekt for å lage en saltmelteformeringsreaktor med en planlagt elektrisk ytelse på 1000 MW. Saltet var satt sammen av 71 % LiF, 16 % BeF₂, 12 % ThF₄ and 0,3 % UF₄. Reaktoren var grafittmoderert og hadde to soner i kjernen: en fissil sone hvor det meste av energien ble produsert, og en fertil sone hvor Th-232 ble konvertert til U-233. Formeringsraten ble estimert til 1,06, dvs. at reaktoren ville produsere 6 % mer fissilt materiale enn den ville forbruke. Saltreprosesseringen var kvasi-kontinuerlig med bare ti dager for fullstendig prosessering – noe som virker litt urealistisk. Beregninger gjennomført i den senere tid viser at reaktorkonseptet hadde svakt positive reaktivitetskoeffisienter, noe som er uønsket av sikkerhetsgrunner. Prosjektet ble avsluttet i 1976.

5.3.4 Konklusjon

Alle prosjektene som bruker thorium i brenselssyklusen ble avsluttet på 1980-tallet (unntatt i India). Dette har tilsynelatende tre årsaker: (1) Thoriumbrenselssyklusen kunne ikke konkurrere økonomisk med den bedre kjente uransyklusen; (2) i mange land manglet det politisk støtte til utviklingen av nukleærteknologi etter Tsjernobyl-ulykken; (3) en voksende bekymring verden over angående spredningsrisikoen i samband med reprosessering av brukt brensel.

5.4 Framtidige kjernekraftsystemer

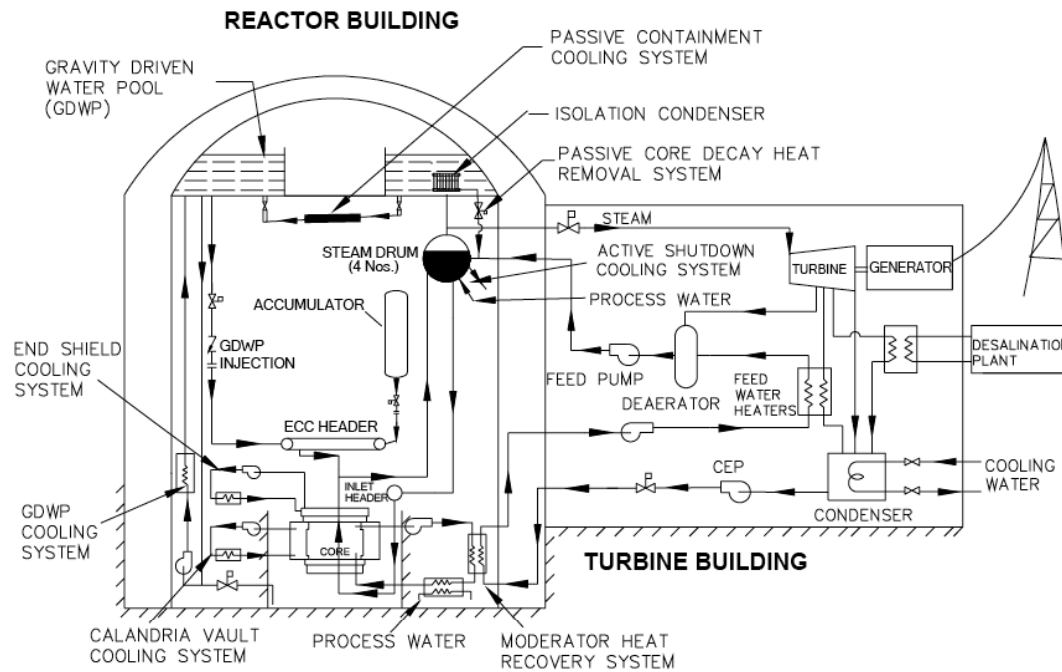
5.4.1 Den indiske avanserte tungtvannsreaktoren (AHWR)

India har som mål å utnytte thorium i storskala energiproduksjon i sitt kjernekraftprogram, og vil benytte et tretrinns konsept:

1. *Trykksatte tungtvannsreaktorer (PHWR), også kjent som CANDU-reaktorer, med naturlig uran som brensel, lettvannsreaktorer av kokvannstypen (BWR) og VVER. Dette trinnet produserer plutonium.*
2. *Hurtige formeringsreaktorer (FBR) som bruker dette plutoniumbaserte brenselet for å danne U-233 fra thorium. Kappen rundt kjernen vil inneholde både uran og thorium, slik at det vil dannes både mer plutonium (ideelt høyfissilt Pu) og U-233.*
3. *Avanserte tungtvannsreaktorer (AHWR) som brenner U-233 og plutonium og får omkring 75 % av energiproduksjonen fra thorium.*

India er henvist til å benytte sine enorme thoriumforekomster (som utgjør omtrent $\frac{1}{3}$ av verdens thoriumressurser) for å sikre sin langsiktige energiforsyning. Følgelig har de et veikart for å introdusere ThO_2 i kappen til de hurtige formeringsreaktorene (basert på $(\text{Pu-239,U})\text{O}_2$ MOX-brensel) i et tilpasset veksttempo for den installerte kjernekraftkapasiteten i det andre trinnet i sitt kjernekraftprogram. I det tredje trinnet vil en annen type hurtig formeringsreaktor basert på $(\text{Th, U-233})\text{O}_2$ MOX-brensel fullføre programmet [60]. Alle teknologier forbundet med "front end" og "back end" av $(\text{Th, U-233})\text{O}_2$ MOX-brensel i industriell skala må beherskes. Deres eksisterende erfaring med Th-brenselssyklusen i pilotskala ved byggingen av forsøksreaktoren KAMINI basert på U-233 vil være verdifull. Planene om å starte byggingen av den thoriumbaserte 300 MW_e avanserte tungtvannsreaktoren (AHWR) innen de neste to år [61] er et skritt på veien mot målet. På denne måten vil det være tilstrekkelig tid til å mestre de mange tekniske problemer forbundet med storkala $(\text{Th, U-233})\text{O}_2$ - MOX-brenselssyklusen, som hovedsakelig oppstår i forbindelse med radiologisk risiko, tilstedeværelsen av 1000 - 2000 ppm U-232 i U-233-brenselet og den kjemiske stabiliteten til ThO_2 .

Den avanserte tungtvannsreaktoren er en thoriumbasert reaktor med vertikale trykkrør (Figur 5.7), og benytter tungtvann (D_2O) som moderator og kokende lettvann (H_2O) som kjølemiddel i naturlig sirkulasjon ved lavt trykk (~ 70 bar). Dette kjølemiddelet erstatter høytrykks D_2O (~ 100 bar) som sirkuleres ved hjelp av pumper i de eksisterende PHWR med horisontale trykkrør. Med en levetid på 100 år vil AHWR utnytte 65 % av energien i det ThO_2 -baserte brenselet. AHWR er den første av sitt slag i verden, ikke bare fordi den kjøles med passiv sirkulasjon under alle forhold, men også fordi den inneholder en rekke andre passive sikkerhetsmekanismer. Dette er i samsvar med den utviklingen som foregår internasjonalt for å utvikle reaktorsystemer med iboende sikkerhet ved å inkludere mekanismer som ikke krever menneskelig inngripen eller aktive kontrollmekanismer for å sikre reaktorene. De viktigste konstruksjonsparametrene for AHWR er vist i Tabell 5.4.



Figur 5.7: Generell layout av den avanserte tungtvannsreaktoren (AHWR).

Tabell 5.4: Designparametre for den avanserte tungtvannsreaktoren (AHWR).

Reaktoreffekt	920 MW _{th} , 300 MW _e
Kjernekonfigurasjon	Vertical, Pressure Tube type design
Antall brenselspinner i clusteret	54 (Th,Pu)O ₂ – 24 pins (Th,U-233)O ₂ – 30 pins
Brenselutbrenning	24 000 MWd/tHM
Moderator	Heavy water
Reflektor	Heavy water
Kjøling	Boiling light water under natural Circulation
Damptrykk & temp.	70 bar & 285 °C
MHT loop-høyde	39 m
Antall kjølekanaler	452
Lattice pitch	245 mm (square pitch)
Primary shut down system	36 Shut off rods having B ₄ C
Secondary shut down system	Liquid poison injection in Moderator
No. of control rods	12 Nos. (4 each as regulation Rods, shim rods & absorber rods)

Brenselssyklusen for AHWR skal innføres i trinn, og starter med "AHWR kritisk oppstilling" som bygges ved BARC. Dette etterfølges av en lukket brenselssyklus for AHWR, som til slutt blir selvoppholdende med hensyn til U-233. Den første kjernen vil i sin helhet bestå av (Th, Pu-239) MOX- brenselementer som hvert består av 54 brenselspinner. Etter hvert vil U-233 som dannes i (Th, Pu-239) MOX-brenselet gjenvinnes og resirkuleres som (Th, U-233) MOX. Ved likevekt vil kjernen av AHWR bestå av sammensatte brenselementer som hvert består av 24 (Th, Pu-239) MOX-pinner og 30 (Th, U-233) MOX-pinner i tre ringer med følgende sammensetning av det fissile materialet:

Første ring (indre ring): 12 pinner bestående av (Th,U-233)O₂ med en anrikning på 3,0 wt% U-233.

Andre ring (midtre ring): 18 pinner bestående av (Th,U-233)O₂ med anrikning 3,75 wt% U-233.

Tredje ring (ytre ring): 24 pinner bestående av (Th,Pu) O₂ med Pu-anrikning på 3,25 wt%.

Innholdet av fissile plutoniumisotoper vil gå ned fra det opprinnelige 75 % til 25 % ved utlasting når utbrenningen når likevektsnivået. For å redusere den totale avfallsmengden ser en også for seg at thorium og U-233 resirkuleres i AHWR. Selv om U-234 som produseres (sammen med U-235 og U-236) ved nøytroninnfangning i U-233 har en negativ innvirkning på reaktiviteten, kan det være mulig å resirkulere U-233 i AHWR med et marginalt tap på mindre enn 1000 MWd/tHM i utlastingsutbrenningen for hver resirkulering.

Målet var å oppnå negativ dampreaktivitetskoeffisient med lett vann som kjølemiddel [62]. Kjernen ble optimalisert med hensyn på fissilt innhold, maksimum oppnåelig reaktivitet og lave maksimalverdier for effekten. Plutonium i AHWR brenner raskere på grunn av sitt store absorpsjonstverrsnitt, hvilket fører til et reaktivitetstap. En mulighet i AHWR er å bygge om elementet etter en gjennomsnittlig utbrenning på 24 000 MWd/tHM. Bare plutoniumpinnene i den ytre ringen blir erstattet med ferskt brensel, mens resten av brenselementet beholdes uforandret. Det er mulig å oppnå en ytterligere utbrenning på opptil 20 000 MWd/tHM fra det ombygde elementet, hvilket forbedrer produksjonen av U-233 og reduserer represseringsbehovet. Ombygging av elementet krever mange anrikninger for (Th, Pu)O₂-pinnene, noe som påvirker brenselfabrikasjonen. Men ombygging bedrer konverteringen og derfor også økonomien i brenselssyklusen.

Plutoniumsammensetningen har sterk innflytelse på dampkoeffisienten. Til tross for at det er mulig å oppnå negativ dampkoeffisient ved begynnelsen av syklusen vil den bli positiv ettersom plutonium brenner ut. Med både plutonium og U-233 som brensel er andelen av forsinkede nøytroner (β_{eff}) lav. β_{eff} for AHWR er beregnet til 2,8 mk⁵. Siden en dampkollaps introduserer positiv reaktivitet, vil dette være en uhellsekvens som anlegget konstrueres for å håndtere.

Brenselssyklusens lengde for AHWR er 8 år, hvorav 4 år i reaktoren, 2 års kjøling (for å oppnå >99,9 % konvertering av Pa-233 til U-233), 1 års repressering og 1 år for å produsere nytt brensel. For de første få årene vil de årlige brenselbyttene kun bestå av (Th, Pu)O₂-elementer.

Noe av det thoria som gjenvinnes ved repressering gjeninnføres straks i reaktoren ved at det benyttes i produksjonen av (Th,U-233)O₂-MOX-pinner. Resten blir lagret i 17 – 20 år (~ 10 halveringstider for Th-228). Da vil det være som ferskt thorium, og kan brukes til å lage (Th, Pu)O₂-pinner.

⁵ Reaktivitetsenheten mk er lik 10⁻³, hvor k refererer til verdien 1 for multiplikasjonsfaktoren i kritisk tilstand.

5.4.2 Fjerdegenerasjonsreaktorer

I år 2000 tok USA initiativet til opprettelsen av *Generation IV*, et samarbeidsprosjekt mellom verdens ledende nasjoner innen nukleærteknologi, med formål å utvikle neste generasjons kjernekraftverk for å imøtekomme verdens fremtidige energibehov. Medlemslandene er samlet i *Generation IV International Forum* (GIF), som ble grunnlagt i 2001, og har definert de åtte følgende mål for disse systemene innenfor fire nøkkelområder: Bærekraft, økonomi, sikkerhet og pålitelighet, spredningsrobusthet og fysisk beskyttelse:

1. **Bærekraft-1:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal sørge for en bærekraftig og ikke-forurensende energiproduksjon og gi langsiktig tilgjengelighet av systemer og effektiv brenselsutnyttelse til en verdensomspennende energiproduksjon.*
2. **Bærekraft-2:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal minimalisere og håndtere det nukleære avfallet og spesielt redusere byrden ved langtidslagring, for derigjennom å forbedre beskyttelse av folkehelse og miljø.*
3. **Økonomi-1:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal ha klare fordeler over andre energikilder når det gjelder livstidskostnader.*
4. **Økonomi-2:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal ha en finansiell risiko på samme nivå som andre energiprojekter.*
5. **Sikkerhet og pålitelighet-1:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal utmerke seg innen sikkerhet og pålitelighet.*
6. **Sikkerhet og pålitelighet-2:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal ha svært lav sannsynlighet for skader på reaktorkjernen.*
7. **Sikkerhet og pålitelighet-3:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal eliminere behovet for nødtiltak utenfor anleggsområdet.*
8. **Spredningsrobusthet og fysisk beskyttelse:** *Generasjon-IV kjernekraftsystemer skal øke vissheten om at de er svært lite attraktive for, og den minst ønskelige veien til, avledning og tyveri av våpenmateriale, og gi øket fysisk beskyttelse mot terrorhandlinger.*

I 2002 valgte GIF ut de seks mest lovende systemene som gir fordeler innen de fire nøkkelområdene, og som kan utplasseres kommersielt innen 2030 [5].

GIF har nå følgende 13 medlemmer: Argentina, Brasil, Canada, Kina, Euratom, Frankrike, Japan, Sør-Korea, Russland, Sør-Afrika, Sveits, Storbritannia, og USA. For tiden er åtte medlemmer deltagere i "*Intergovernmental Framework Agreement for International Collaboration on Research and Development of Generation IV Nuclear Energy Systems*" (Canada, Kina, Frankrike, Japan, Sør-Korea, Sveits, USA og Euratom), mens de fem øvrige ennå ikke har sluttet seg til eller ratifisert avtalen som er det overordnede legale grunnlag for GIF-aktivitetene og inkluderer tiltak for implementeringen av samarbeid gjennom en struktur av systemarrangementer (ett pr. system) og prosjektarrangementer som fokuserer på nøkkelområdene for hvert system.

Tabell 5.5 gir de viktigste parametrene for de seks fjerdegenerasjonssystemene i alfabetisk rekkefølge. Det bør bemerkes at på grunn av bærekraftshensyn benytter de fleste av de seks systemene hurtige nøytroner og en lukket brenselssyklus, fordi dette tillater bedre utnyttelse av naturressursene og minimaliserer mengden av høyaktivt avfall som sendes til lagring. Videre er temperaturområdene for de seks systemene mye høyere enn for dagens lettvannsreaktorer (under 330°C), hvilket bedrer den termodynamiske effektiviteten og samtidig i noen tilfeller gir mulighet til å produsere hydrogen ved å spalte vann i termokjemiske prosesser.

Tabell 5.5: Oversikt over Generation-IV systemer (Kilde: GIF 2007 annual report).

System	Neutron spectrum	Coolant	Temp. °C	Fuel cycle	Size (MW _e)
GFR (Gas-cooled Fast Reactor)	Fast	helium	850	closed	1200
LFR (Lead-cooled Fast Reactor)	Fast	lead	480 - 800	closed	20 - 180, 300 - 1200, 600 - 1000
MSR (Molten Salt Reactor)	epithermal	fluoride salts	700 - 800	closed	1000
SCWR (Super Critical Water-cooled Reactor)	thermal / fast	water	510 - 550	open / closed	300 - 700 1000 - 1500
SFR (Sodium-cooled Fast Reactor)	Fast	sodium	550	closed	30 - 150, 300 - 1500, 1000 - 2000
VHTR (Very High Temperature gas Reactor)	Thermal	helium	900 - 1000	open	250 - 300

GFR – De viktigste egenskapene ved den *gasskjølte hurtigreaktoren* er selvgenererende reaktorkjerner med hurtig nøytronspektrum, robust høytemperatur-brensel, høy driftstemperatur, høy virkningsgrad for elektrisitetsproduksjon med gassturbin, og full resirkulering av aktinider, muligens i forbindelse med et reprosesseringsanlegg plassert på kraftverket. En demonstrasjonsreaktor for å kvalifisere nøkkelteknologiene kunne være operativ inne 2020.

LFR – Den *blykjølte hurtigreaktoren* karakteriseres ved et hurtig nøytronspektrum og en lukket brenselssyklus med full resirkulering av aktinidene, enten i sentrale eller regionale brenselssyklusanlegg. Kjølemiddelet kan enten være bly (mest sannsynlig) eller en eutektisk bly/vismut blanding. LFR kan opereres som: En formeringsreaktor; som en aktinidebrenner ved å benytte brensel i inert matrise eller som en brenner/formeringsreaktor ved å benytte thoriummatriser. To størrelser vurderes: Et lite, transportabelt system på 50 til 150 MW_e med meget lang levetid for kjernen; og et stort system på 300 til 600 MW_e. På lang sikt kan en se for seg et meget stort system på 1200 MW_e. LFR-systemet kan være klart for utplassering innen 2025.

MSR – *Saltsmeltreaktoren* karakteriseres ved den spesielle egenskapen at brenselet er flytende. MSR-konseptene, som kan brukes som effektive brennere av transuraner⁶ (TRU) fra brukt LWR-brensel har også mulighet for formering i alle deler av nøytronspekteret (fra termisk til hurtig) når thorium benyttes, eller i hurtig spektrum i U-Pu-syklusen. I begge tilfeller har de et meget interessant potensial for å minimalisere mengden av radiotoksisk avfall.

SCWR – *Superkritisk vannkjølte reaktorer* er en klasse av høytemperatur, høytrykks vannkjølte reaktorer som opererer i en direkte syklus over det termodynamiske kritiske punkt for vann (374°C, 22.1 MPa). Den høye termodynamiske virkningsgraden og anleggsforenklinger som muliggjøres av et høytemperatur en-fase kjølemiddel gir forbedret økonomi. Et stort antall muligheter vurderes: En ser for seg både termiske og hurtige nøytronspektre, og både trykktank og trykkrør vurderes. Målet er å ha en operativ prototyp på 30 – 150 MW_e i 2022.

⁶ Transuraner (*TRansURanic elements (TRU)*) er elementer med atomnummer høyere enn uran.

SFR – De *natriumkjølte hurtigreaktorsystemene* benytter flytende natrium som primært kjølemiddel, hvilket tillater høy effekttetthet og lav andel av kjølemiddel. Reaktorene kan enten plasseres i et basseng eller utstyres med en kompakt kjølekrets. De systemstørrelser som vurderes varierer fra små (50 - 300 MW_e) modulære reaktorer til store anlegg (opp til 1500 MW_e). De to mest aktuelle metodene for resirkulering av brenselet er avansert oppløsning og pyrometallurgisk prosessering. En rekke muligheter for brensel vurderes for SFR, med blandede oksider for resirkulering i avansert oppløsning og blandede metallegeringer for pyrometallurgisk prosessering. På grunn av den betydelige erfaring som er samlet i flere land, er utplassering av SFR-systemer planlagt til 2020.

VHTR – *Meget-høytemperaturreaktoren* er et neste utviklingstrinn for høytemperaturreaktorer. VHTR-teknologi tar for seg avanserte konsepter for heliumgasskjølte, grafittmodererte reaktorer med termisk nøytronspektrum og utløpstemperatur høyere enn 900 °C, med målsetning om 1000 °C. Hovedformålet med reaktortypen er produksjon av hydrogen med termokjemiske metoder. Referansereaktorens termiske effekt er satt på et nivå som tillater fullstendig passiv fjerning av restvarmen, og er estimert til å være omkring 600 MW_{th}. VHTR er primært dedikert for kogenerering av elektrisitet og hydrogen, så vel som til andre anvendelser av prosessdamp. Den kan produsere hydrogen fra vann ved anvendelse av termokjemiske, elektrokjemiske eller hybride prosesser med redusert utslipp av CO₂-gass. Først vil en benytte en engangssyklus med LEU (< 20 wt% U-235), men en lukket syklus vil bli vurdert, så vel som et mulig symbiotisk brenselssyklus med andre reaktortyper (spesielt lettvannsreaktorer) for å redusere avfallsmengden.

Aktivitetsnivået for GIF-systemene er nokså heterogent. For tiden er aktiviteten størst for SFR og VHTR, mens LFR og MSR er mindre aktive. På det nåværende stadium designes ingen av fjerdegenerasjonsreaktorene spesielt for thoriumbruk, men thoriumbruk vurderes eksplisitt i MSR.

5.4.3 Saltsmeltreaktoren (MSR)

Saltsmeltreaktoren (*Molten Salt Reactor*, MSR) er ikke egentlig en hurtigreaktor; uranbrenselet er oppløst i kjølemiddelet av fluoridsalter som sirkulerer gjennom grafittkanaler i kjernen for å oppnå en viss moderasjon og et epitermisk nøytronspektrum. Fisjonsprodukter fjernes kontinuerlig, og aktinider resirkuleres fullstendig, mens plutonium og andre aktinider kan tilsettes sammen med U-238. Kjølemiddel-temperaturen er 700 °C ved meget lavt systemtrykk, 800 °C på lengre sikt. Et sekundært kjølesystem benyttes til elektrisitetsproduksjon, og det er også mulig å produsere hydrogen termokjemisk.

Den senere tids undersøkelser har fokusert på litium- og beryllium-fluorider med oppløst thorium og U-233-brensel. De gunstige egenskapene ved MSR inkluderer: Det høyaktive avfallet inneholder bare fisjonsprodukter, og gir derfor kortere levetid for radioaktiviteten; lite innhold av fissilt våpenmateriale (Pu-242 er den dominerende Pu-isotopen); lavt brenselforbruk (den franske formeringsvarianten hevdes å forbruke 50 kg thorium og 50 kg U-238 per milliard kWh); og sikkerhet på grunn av passive kjøling for enhver størrelse.

Saltsmeltreaktoren ble ikke helt oppgitt etter 1976. Noen programmer fortsatte i Japan (fra 1980-årene), Frankrike (fra 1990-årene) og i Russland. I 2002 ble "*Thorium Molten Salt Reactor*"-prosjektet (TMSR) startet i Frankrike (Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (LPSC-lab) i Grenoble, Électricité de France (EDF) og Centre National de la Recherche Scientifique (CNRS)). Formålet var å løse problemene som plaget MSBR, for eksempel de ugunstige reaktivitetskoeffisientene, den positive dampkoeffisienten, urealistisk reprosessering

og levetiden for grafittmoderatoren. En av parametrene som ble studert var radien på saltkanalene i grafitten, og en fant ut at ved å hardne nøytronspekteret ved å øke radien av kanalene ble reaktivitetskoeffisientene negative. På den annen side så vil en hardning av spekteret kreve en høyere nøytronfluks, noe som minsker levetiden for grafitten. Et spektrum som er tilstrekkelig hardt til å gi negative reaktivitetskoeffisienter ville gi en levetid på omkring 5 år for grafitten, og det er problematisk. På den positive siden teller det faktum at formeringsforholdet økte med hardere spektrum.

Som et resultat av de forannevnte studiene, ble det besluttet å undersøke muligheten for en TMSR uten grafitt i kjernen. Denne reaktoren vil ha to soner: En homogen tank med brenselssalt der fisjonene foregår, og en omkringliggende kappe av fertilt thorium. Beregninger viser at dette konseptet har mange gode egenskaper: Svært negative reaktivitetskoeffisienter, høyt formeringsforhold ($\sim 1,10$), og, selvfølgelig, ingen problemer med levetiden for grafitten. Prisen som må betales for dette er at det opprinnelige fissile innholdet av U-233 øker fra 1 tonn til 5 tonn.

Mange av parametrene for den ikke-modererte TMSR avhenger av innholdet av tunge kjerner i brenselet. For eksempel vil det opprinnelige fissile innholdet variere fra 2,5 tonn til 6,3 tonn avhengig av forholdet mellom de tunge kjernene i saltet. Sikkerhetskoeffisientene avhenger ikke av innholdet av tunge kjerner, men formeringsforholdet gjør det.

Kjemisk repressering av brenselssaltet vil bestå av porsjonsvis fluoridisering for å utvinne uran og neptunium. Også thorium, protactinium og minoritetsaktinidene vil bli gjenvunnet og ført tilbake til brenselssaltet. Det som er igjen etter gjenvinningen vil bli lagret i tre måneder for at spor av Pa-233 skal desintegre til U-233, og uranet vil bli gjenvunnet og returnert til brenselssaltet. Til slutt vil fisjonsproduktene som er oppløst i saltet bli fjernet, og det rensede saltet returneres til brenselssaltet. Noen fisjonsprodukter (for eksempel edelmetaller og gasser) er uoppløselige i saltet og vil bli fjernet ved hjelp av heliumbobling i en separat kontinuerlig prosess.

Doblingstiden (tiden som kreves for å produsere nok U-233 til å starte en ny reaktor) avhenger av innholdet av tunge kjerner og den opprinnelige brenselssammensetningen, og kan variere fra 30 til 50 år.

På grunn av sitt harde spektrum er TMSR en god brenner av plutonium og minoritetsaktinider. For eksempel har LPSC-lab beregnet at en TMSR som opprinnelig er lastet med 11 tonn plutonium og minoritetsaktinider og 29 tonn thorium vil brenne 85 % av plutoniumet og minoritetsaktinidene i løpet av 45 år. [63], [64], [65], [66], [67], [68], [69], [70], [71].

Saltsmeltereaktorer tilbyr mange attraktive egenskaper, men det gjenstår mye arbeid før fullskala økonomiske saltsmelte-formeringsreaktorer kan bygges. Det som ansees som de viktigste gjenværende forsknings- og utviklingsoppgavene er oppsummert nedenfor [72], [73], [74], [75], [76], [77], [78], [79], [80], [81], [82], [83].

Fysikk: Det er ingen avgjørende fysikkproblemer forbundet med utviklingen av saltsmelte-reaktorer, men det relativt lave formeringsforholdet gjør at en må være spesielt nøye med å forsikre seg om at de nukleære beregningene er korrekte.

- Behov for å redusere usikkerheten i forholdet mellom absorpsjons- og fisjonstverrsnittene for U-233.
- Flere målinger av absorpsjonstverrsnittene for saltbestanddelene Li, Be og F kunne redusere usikkerheten ytterligere.

- Verifisering av temperaturreaktivitetskoeffisientene, inkludert Dopplerkoeffisientene.

Kjemi: Et omfattende forskningsprogram om saltsmeltekjemi i løpet av de siste 40 år har etablert et godt grunnlag for å forstå kjemien til de relevante fluoridsaltene. Imidlertid vil det være ønskelig med utfyllende arbeid innen flere områder:

- Det trenges en bedre forståelse for oppførselen av edelmetall-fisjonsprodukter i MSBR-systemer.
- Alternative prosesser for å fjerne sjeldne jordarter bør undersøkes, og kjemisk informasjon om fjerning av protactinium bør utvides til et større spenn av forhold.
- Faseoppførselen for PuF i smeltede salter bør studeres grundigere for å skaffe et sikrere kjemisk grunnlag for bruken av plutonium.
- Det trenges ytterligere målinger av de fysiske og kjemiske egenskaper for smeltede salter, og spesielt for natriumfluorid/natriumfluoroborat-blandinger, som er foreslått som kjølemiddel i sekundærkretsen til MSBR.

Brenselsprosessering: Å oppnå god formering i en énvæske-reaktor krever hurtig repressering både for å holde protactinium ute av den høye nøytronfluksen og for å fjerne fisjonsprodukter. Undersøkelse av de fleste steg som trenges for å oppnå rask repressering har ikke kommet lenger enn til foreløpige laboratorietester.

Materialer: Skader fra høyenerginøytroner fører til forringelse av grafitt ved temperaturer som er av interesse for saltsmeltereaktorer, og det er behov for utvikling og testing av bedre kvaliteter. Hastelloy-N, som tidligere ble benyttet for å holde på smeltede salter, blir sprøtt av helium som produseres i metallet når det bestråles. Selv om det nåværende materialet var tilfredsstillende for *Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)*, vil det være behov for nye legeringer for kraftproduserende reaktorer. Den modifiserte legeringens motstandskraft mot korrosjon fra brensels- og kjølemiddelsalter, spesielt fluoroborat, må demonstreres for alle driftsbetingelser.

Molten Salt Reactor Experiment (MSRE): Utførelsen av MSRE har vist grafittens kompatibilitet med fisjonsbrensel ved lav effekt og lav utbrenning, og forskjellige instrumentpakker i kjernen og forsøksrigger har gitt tilleggsinformasjon. Imidlertid har en ikke hittil inkludert påkjenninger ved effektettheten i formeringsreaktorer. Det bør derfor utføres materialeksperimenter i reaktorkjerner ved maksimum effektetthet som forekommer i høyeffektive formeringsreaktorer.

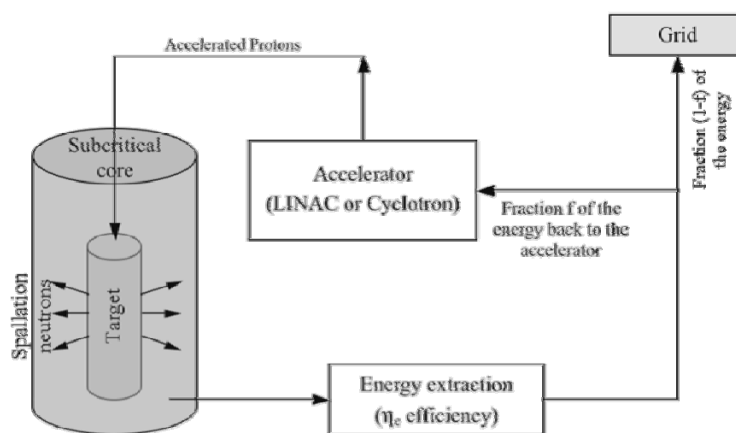
5.4.4 Akseleratordrevet system (ADS)

Et akseleratordrevet system (*Accelerator Driven System, ADS*) er en underkritisk reaktor, det vil si en reaktor som ikke kan opprettholde en kjedereaksjon på egenhånd. Reaktoren kan bare gå når ekstra nøytroner tilføres fra en ekstern kilde. I ADS kommer nøytronene fra spallasjon av tunge kjerner som bly. I denne sammenhengen betyr spallasjon at høyenergetiske protoner (500 - 1000 MeV) treffer en atomkjerne i et mål (for eksempel bly) og river løs et stort antall nøytroner (15 - 30), avhengig av material og av protonenergi. Kollisjonen mellom protonet og målkjernen kan også føre til at kjernen fisjonerer eller at det produseres kjerner av lette elementer. Nøytronene som produseres forårsaker fisjon og nukleære transmutasjoner i brenselet. De høyenergetiske protonene skaffes til veie av en kraftig partikkelakselerator, som enten kan være en lineærakselerator (LINAC) eller en syklotron.

5.4.4.1 Historie

ADS ble først foreslått av Nobelprisvinneren E. O. Lawrence i 1950-årene, hovedsakelig som en metode for å produsere fissilt materiale ved hjelp av nøytrontransmutasjon. Senere ble konseptet utvidet til å brenne kjerneavfall. Tanken bak brenning av avfall er å benytte spallasjonsnøytronene til å forandre avfallet til andre isotoper med mye kortere halveringstid, eller, for transuraner, å forårsake fisjon. For eksempel forandres det langlivede fisjonsproduktet technetium-99 (Tc-99, halveringstid = 211 000 år) til Tc-100 (halveringstid = 16 sekunder) når et nøytron absorberes i kjernen. Derfor blir det radioaktive Tc-99 omdannet til den stabile isotopen ruthenium-100 (Ru-100) i løpet av noen få minutter. Et fullskala anlegg for transmutasjon av avfall ble aldri bygget, først og fremst på grunn av begrensninger i akseleratorteknologien.

I 1990 hadde akseleratorteknologien gjort betydelige fremskritt siden femtitallet, og stor innsats i Los Alamos førte til at et underkritisk saltsmeltesystem drevet av en lineærakselerator ble realisert [84]. I 1993 gjenopplivet en annen Nobelprisvinner, Carlo Rubbia, ideen ved å foreslå et ADS som kunne produsere energi samtidig som det brente både sitt eget avfall og avfallet fra andre reaktorer [85], [86], [87], [88], [89], [90], [91] (se Figur 5.8). Rubbias konsept ble kalt *Energy Amplifier (EA)*, energiforsterker. Flere små pilotanlegg er blitt bygget, men en fullskala prototyp av energiforsterkeren er ennå ikke blitt laget [92], [93], [94], [95] og [96]. Det mest aktive arbeidet med ADS i Europa er MYRRHA-prosjektet i Mol i Belgia. Det startet i 1997 og er planlagt ferdig omkring år 2016 [97], [98], [99], [100], [101], [102], [103], [104] og [105]. MYRRHA skal ifølge planen ha en underkritisk kjerne ($k_{\text{eff}} \approx 0,95$)⁷ med MOX-brensel (35 vektprosent plutonium) og skal kjøles med eutektisk bly-vismut. Akseleratoren blir en 1,5 MW LINAC som leverer protoner med en energi på 600 MeV. Reaktorens termiske effekt er anslått til 60 MW.



Figur 5.8: Skjema over et akseleratordrevet system (ADS).

5.4.4.2 Beskrivelse av ADS

Et ADS består av to hovedkomponenter:

1. *Reaktorkjernen, med brensel som for det meste er thorium. Ved oppstart av et ADS vil det også være noe U-235, Pu, eller til og med transuran-avfall i brenselet for å øke fisjonsraten. Kjernen er plassert nær bunnen av en dobbeltvegget tank som er 25 meter høy og har en diameter på 6 meter (se Figur 5.9). Den indre tanken er fylt med smeltet bly med en temperatur på 600 - 700°C, eller eutektisk bly-vismut med en temperatur på 400 - 500 °C. I tankens øvre del er det*

⁷ Den effektive nøytronmultiplikasjonsfaktoren (k_{eff})

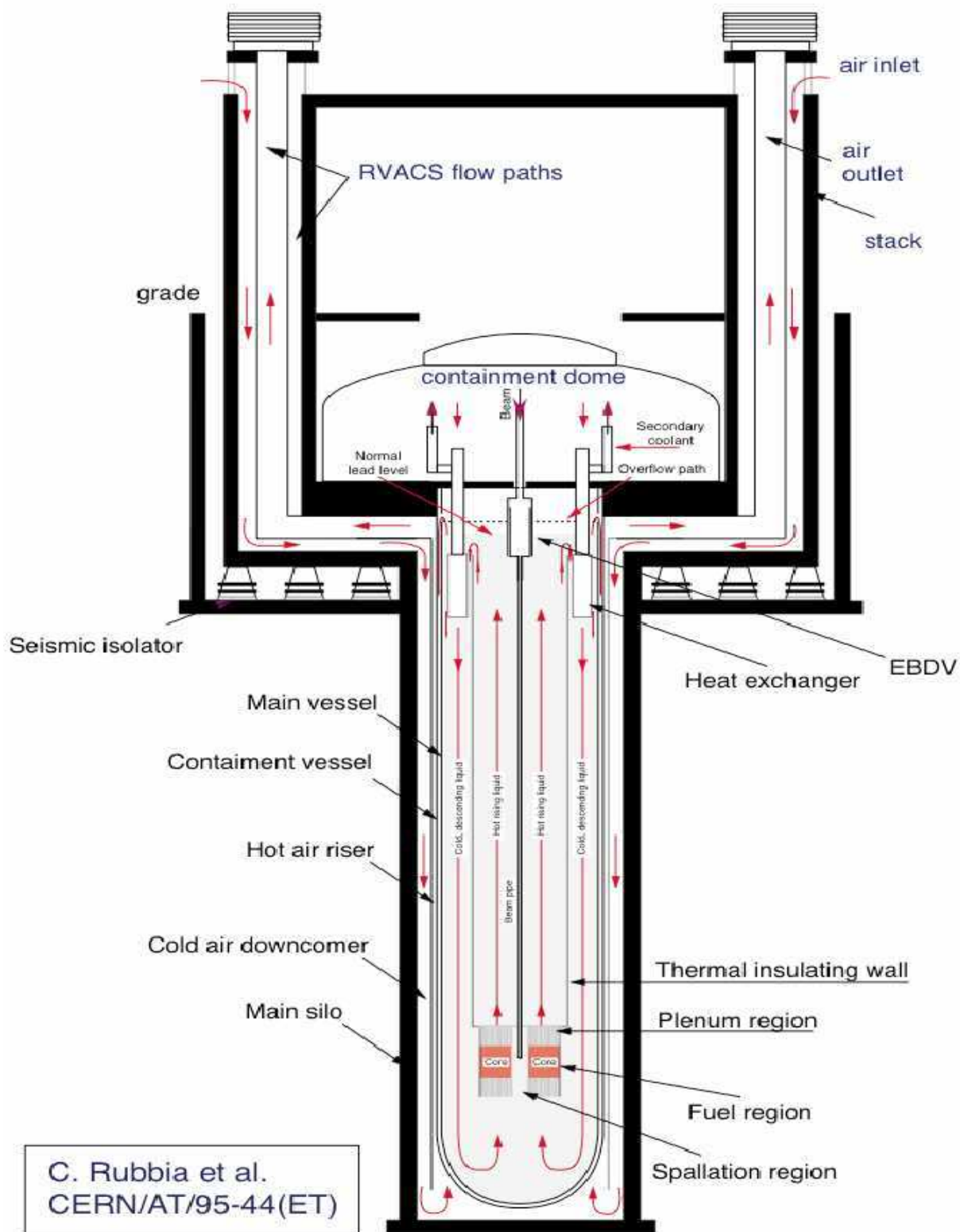
varmevekslere som overfører varmen fra det smeltede metallet til en sekundærkrets (smeltet metall eller vann) for til slutt å produsere damp som driver en turbin. Bly-vismut-blandingen eller blyet sirkulerer med naturlig konveksjon, som betyr at varmen fra fisjonene i kjernen varmer opp det smeltede metallet slik at det stiger til toppen av tanken der det avkjøles ved å passere gjennom varmevekslerne og synker ned mot bunnen igjen. Den ytre tanken kjøles med passiv luftsirkulasjon, hvilket fjerner restvarmen dersom kjølingen avbrytes eller det oppstår brudd i den indre tanken.

2. Protonakseleratoren, som er plassert utenfor reaktorinneslutningen, skaffer til veie en kraftig (≈ 10 MW) stråle av høyenergetiske protoner (500 - 1000 MeV) gjennom en skjermet stråleguide til spallasjonskilden inne i reaktorkjernen. Akseleratoren kan enten være en LINAC eller en syklotron.

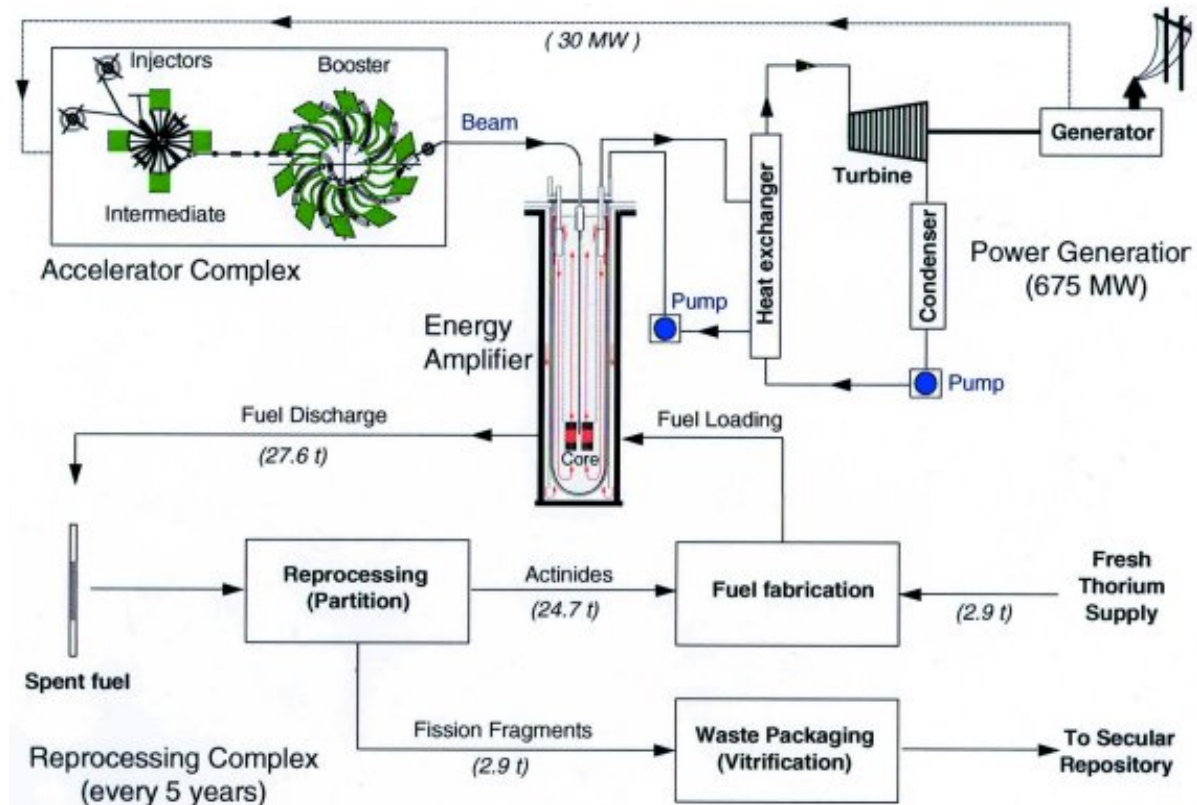
Protonstrålen treffer målet som er plassert nær sentrum av reaktorkjernen, og forårsaker spallasjon som produserer omkring 30 nøytroner pr. innkommende proton. Nøytronene trenger inn i reaktorkjernen og forårsaker to viktige prosesser:

1. Transmutasjon av thorium til protactinium, som desintegrerer med 27 dagers halveringstid til fissilt U-233. På den måten produseres det brensel fra det ikke-fissile stoffet thorium.
2. Fisjon i uran/plutonium eller transuransk avfall i brenselet og i det U-233 som er blitt produsert fra thorium.

Reaktorkjernen produserer 1500 MW varme som omdannes til 675 MW elektrisitet. Av denne elektrisiteten brukes 30 MW til å drive akseleratoren, mens de resterende 645 MW leveres til strømmettet (se Figur 5.10). For en reaktor med $k = 0,98$ må protonstrålen ha en effekt på omkring 10 MW for å produsere 1500 MW varme. Effekten fra strålen forsterkes altså med en faktor 150, hvilket er årsaken til navnet energiforsterker (*Energy Amplifier*). Jo mer underkritisk kjernen er, desto høyere må strålens effekt være. Dersom en kjerne med $k = 0,95$ benyttes må strålen ha en effekt på omkring 25 MW. En stråleeffekt på 10 MW er mer enn de største akseleratorene klarer i dag, men det ansees realistisk å utvikle slike akseleratorer. Verdens kraftigste syklotron finnes ved Paul Scherrer instituttet (PSI) i Sveits. I 1999 var den i drift i 6000 timer med en stråleeffekt på 1 MW og en tilgjengelighet på 91 % av planlagt tid [106].



Figur 5.9: Energiforsterkeren til Carlo Rubbia.



Figur 5.10: Skjematisk oversikt over energiforsterkersystemet for elektrisitetsproduksjon.

Begrunnelsen for å benytte eutektisk bly-vismut i stedet for rent bly er å senke smeltepunktet fra blys (327°C) til 123°C , for derved å redusere sannsynligheten for at frose pluggen tetter strømningskanalene. Det reduserer også behovet for varmetilførsel når reaktoren er avstengt. For å redusere den induserte radioaktiviteten i kjølemediet er det ønskelig å benytte bly i stedet for den eutektiske blandingen, men dette er fortsatt under utvikling.

I tillegg til underkritikaliteten skiller EA seg ut fra de fleste andre reaktorer ved at den ikke bruker kontrollstaver for å kontrollere effekten. Reaktorens effekt er proporsjonal med effekten på protonstrålen, så reaktorens effekt kan kontrolleres ved å justere akseleratoreffekten. Samme metode brukes også til å kompensere for reaktivitetsendringer på grunn av brenselets utbrenning.

Når en sammenligner med kritiske reaktorer har et akseleratordrevet system to spesielle egenskaper:

1. Hvis det er godt konstruert forhindrer det kritikalitetsulykker. Det har blitt foreslått [107] å utnytte underkritikaliteten for å bruke visse brenselstyper med dårlige nøytronegenskaper: Destruksjon av minoritetsaktinider med liten andel av forsinkede nøytroner kan utføres effektivt med ADS.
2. Spallasjon gir et tillegg av nøytroner som kan brukes til å øke produksjonen av U-233 eller Pu-239. En annen mulig bruk av de ekstra nøytronene er å transmutere (omdanne) langlivede fisjonsprodukter og transuraner (TRU).

I norske medier har det gjentatte ganger blitt hevdet at et ADS basert på thorium ikke kan smelte som en vanlig reaktor dersom en mister kjølingen, fordi det ikke er kritisk. Dessverre er ikke dette tilfelle. En reaktor uten kjøling smelter uansett hvor underkritisk den er. Når reaktoren er avstengt kommer ikke varmen fra fisjoner i brenselet, det er varmen fra nedbrytning

av fisjonsproduktene som produserer varmen som trenges for å smelte reaktoren. Energiforsterkeren som vist i Figur 5.9 smelter sannsynligvis ikke hvis fjerningen av varme fra bly-vismut-kjølemiddelet stanser, fordi den inneholder omkring 8000 tonn metall som kjøles passivt og vil absorbere varmen. Men dersom kjølemiddelet lekker ut av tanken vil kjernen smelte.

5.4.4.3 Underkritikalitet og akseleratoren

I et ADS opprettholdes fisjonene av nærværet av en ekstern nøytronkilde som besørges av protonstrålen. Selve kjernens arbeidspunkt ligger langt under kritikalitet. To muligheter, basert på godt etablerte teknologier, kan tenkes å oppfylle de antatte kravene til akseleratoren:

1. *Superledende kavitets LINAC, som en har stor erfaring med i Europa, inkludert industriell produksjon av kaviteten og de tilknyttede RF-kildene, spesielt som en konsekvens av realiseringen, nå demontert, av LEP200⁸ i CERN og av arbeidet ved DESY (Tyskland) og ellers (Italia, Frankrike) i forbindelse med TESLA⁹-programmet. Den kraftigste LINAC kommisjoneres nå ved Spallation Neutron Source anlegget i ORNL.*
2. *Isokron syklotron, hvor verdens referanse med hensyn til ADS-spørsmål er PSI (Sveits). Mye erfaring er også samlet ved anleggene GANIL (Frankrike), CAL (Frankrike) og LNS (Italia). Det styrende magnetfeltet kan produseres enten med vanlige magneter (PSI, GANIL, CAL) eller med superledende spoler (LNS).*

Systemet som trenges for å drive et ADS er bare en rimelig ekstrapolasjon av det som allerede er oppnådd i dagens akseleratordesign [108], [109], [110], [111], [112] og [113]. Et viktig moment for akseleratoren er høy pålitelighet i kontinuerlig drift, og spesielt fravær av stråle-glipper, det vil si korte avbrudd av strålestrømmen. Et avbrudd i strålen vil forårsake meget sterke spenninger i vinduet mellom akseleratorens vakuum og målet og gi opphav til metalltretthet i reaktordeler, noe som reduserer systemets levetid. Så dette er et tema av høyeste viktighet. LEP200 superledende LINAC-en har demonstrert et bemerkelsesverdig nivå av kontinuerlig drift, siden ett eneste kort glipp ville medføre øyeblikkelig tap av de kolliderende strålene. Imidlertid har en ved PSI observert noen stråleustabiliteter som skyldes utladninger fra RF-matingen gjennom til kaviteten. Det antas at dette problemet kan løses med en mer avansert konstruksjon av denne typen komponenter¹⁰, som opererer uten slike ulemper i andre installasjoner (CERN).

Det forventes at begge akselerortypene (LINAC og syklotron) kan gi høyst pålitelige og redundante metoder for å kontrollere strålestrømmen og slå den av ekstremt raskt (noen få mikrosekunder) og pålitelig om og når det kreves av den underkritiske enheten. Det ser imidlertid ut til at LINAC-varianten er foretrukket av det internasjonale akseleratormiljøet [114].

5.4.4.4 Teknologiske emner om mellom-til-høyeffekts spallasjonsmål for ADS

Spallasjonsmålet må gi høyest mulig utbytte av nøytroner, være gjennomtrengelig for nøytroner, og samtidig motstå en høy stråleeffekt på 10 til 20 MW. Med hensyn til dette er smeltet bly en nesten perfekt kandidat siden det også har fremragende termodynamiske egenskaper og kan bidra til kjølingen. Bruken av flytende mål er en tendens som for tiden utvikles i konstruksjonen av spallasjonsanlegg. For eksempel utvikler *European Spallation Source (ESS)* [115] og

⁸ LEP200-programmet består av omkring ~ 6 GeV gradient for kontinuerlig akselerasjon av relativistiske elektroner og positroner med strømstyrke opp til 7 mA.

⁹ TESLA-programmet har som målsetning å produsere avanserte superledende kaviteter med høy gradient og lavere kostnad for å lede frem til realiseringen av en Linear Collider i 0,5 TeV-området og høyere.

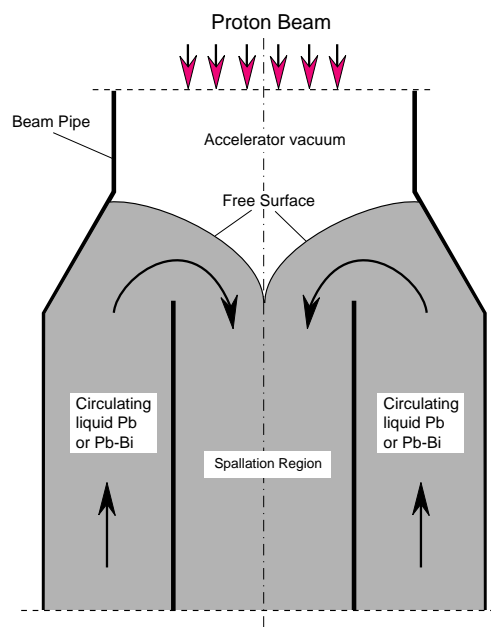
¹⁰ Nye hulrom er under utvikling også ved PSI.

Spallation Neutron Source (SNS) [116] mål av flytende kvikksølv, og Swiss spallation neutron source, SINQ [117] planlegger en oppgradering til flytende bly-vismut-mål. Wolfram, som er akseptabelt fra et spallasjonssynspunkt er ikke gunstig for nøytrontransport (nøytronabsorpsjon og aktivering) og må opplagt brukes i fast form siden smeltepunktet er svært høyt (3422 °C) med tilleggspromblemet at det kan knuses (veldig sprøtt over 600 til 700 °C) eller til og med eksplodere hvis nøytronkilden er pulset.

Med hensyn til nøytronikk er både bly og eutektiske bly-vismut (Pb-Bi)-blandinger tilfredsstillende. Bly-vismut har den fordelen at det muliggjør drift på lavere temperatur, og kan velges i et første trinn ved konstruksjon av et ADS demonstrasjonsanlegg. Maksimumstemperaturen for vinduet (i et 6 mA, 600 MeV-stråle Pb-Bi system) er omkring 500 °C, som kan håndteres med eksisterende materialer som ferrittisk, 9 % kromstål. Bruk av rent bly øker maksimumstemperaturen for vinduet med omkring 200 °C, noe som krever utvikling av nye materialer gjennom teknologisk FoU.

Fordi bly-vismut-mål produserer vesentlig mer radiotoksiske stoffer (polonium-210) enn rent bly, er rent bly foretrukket på lang sikt. Vi henviser leseren til en diskusjon av disse effektene i de ti første punktene i [118] (sidene 77 til 82). Det antas at materialer som tåler den høye blytemperaturen, inkludert korrosjonseffekter, kan utvikles ved målrettet FoU.

Spallasjonsmålet er for tiden et område der intens FoU utføres i Europa, innenfor Europakommisjonens 4th - 6th Framework Program (TESTRA, PDS-XADS og EUROTRANS-prosjektene). *The Benchmark Working Group*, et samarbeid mellom 16 institutter, er spesielt aktiv på dette området [119]. Alt dette innebærer en omhyggelig konstruksjon av grensesnittet (vinduet) mellom akseleratoren og målet. Blyets svært lave damptrykk gjør at flytende bly er kompatibelt med direkte eksponering for vakuuet i akseleratorens strålerør, hvilket åpner for muligheten til å ha en vinduløs løsning for det grensesnittet [120] (Figur 5.11).



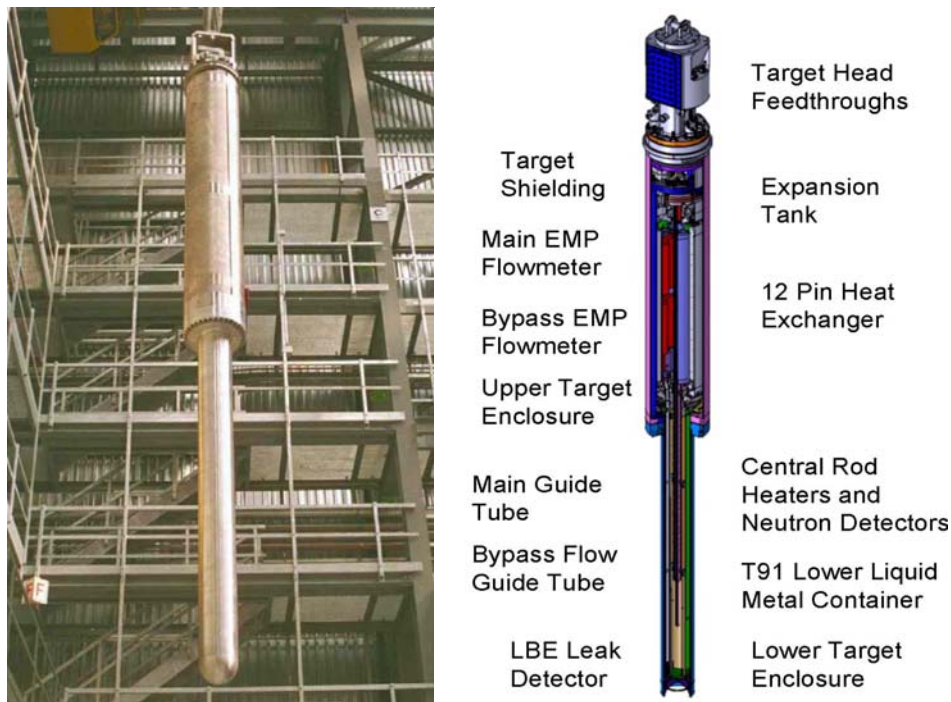
Figur 5.11: Skisse av en vinduløs grenseflate mellom akseleratoren og spallasjonsregionen. (På grunn av det lave damptrykket til bly kan det smeltede blyet være i direkte kontakt med strålevakuuet. En kaldfelle type innretning (ikke vist) kan fange restdamp.)

Etter en første fase med FoU fokusert på å forstå de grunnleggende prinsippene for ADS, har programmene blitt strømlinjeformet og fokusert på praktisk demonstrasjon av viktige punkter.

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

En spesiell demonstrasjon dekker spallasjonsmål med høy effekt (~ 1 MW-klassen) og deres effektive kobling til en underkritisk kjerne.

MEGAPIE (MEGAWatt Pilot Experiment)-prosjektet representerer et nøkkeleksperiment i veikartet for ADS. Målet for dette prosjektet var å konstruere, bygge, drive og utforske et 920 kg tungt spallasjonsmål av flytende eutektisk bly-vismut (LBE) for 1 MW stråleeffekt ved å benytte det eksisterende nøytronspallasjonsanlegget SINQ ved PSI, Sveits (590 MeV) [121] se Figur 5.12. MEGAPIE-målet ble kjørt i 4 måneder mellom august og desember 2006. Resultatene som ble oppnådd viser at nøytronfluksen var 80 % høyere enn for et fast metallmål, hvilket langt overgikk forventningene. Etter en avkjølingsperiode skal undersøkelsen av det nå faste målet fortsette i et par år og vil gi verdifull informasjon om sammensetningen og oppførselen til materialene som ble benyttet i eksperimentet.



Figur 5.12: Disposisjonsforslag (høyre) og det fem meter lange flytende metall MEGAPIE-målet. (Megapie-målet av flytende metall er installert i en hall ved spallasjonsnøytronkilden (SINQ). Målhodet ("target head"): I begynnelsen av eksperimentet fylles målet med flytende metall gjennom den store isolerte tuben i sentrum av bildet.)

5.4.4.5 Sikkerhetsaspekter ved akseleratordrevne systemer

Når et nytt nukleært system som det akseleratordrevne systemet, foreslås, er det viktig at potensielt alvorlige ulykker undersøkes på et tidlig stadium for å avsløre områder der konstruksjonen kan forbedres eller om passive sikkerhetssystemer kan inkluderes for å forhindre en tenkbar ulykkessekvens.

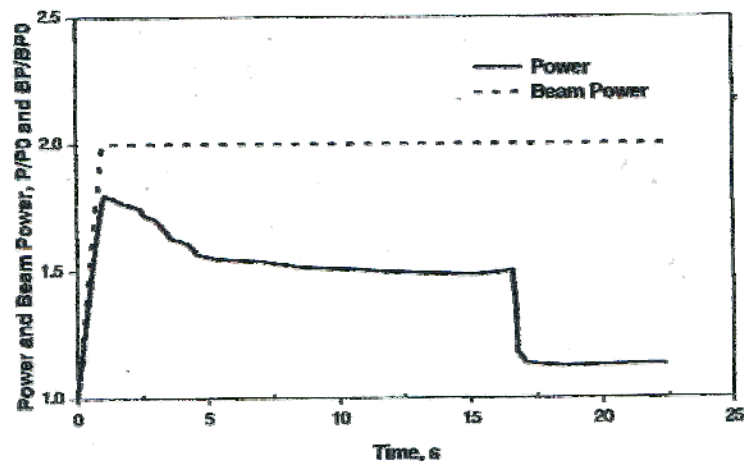
En innså tidlig at for et ADS med tungt, smeltet metall ville fullstendig tap av sirkulasjon (LOF) føre til problemer hvis akseleratoren ikke ble avstengt. Derfor ble en første, konseptuelle designet [118] basert på kjøling ved naturlig sirkulasjon, og det krevde en ganske høy tank. En senere og mer detaljert design med en lavere tank innførte forbedret naturlig sirkulasjon ved å injisere gassbobler over reaktoren [122]. Dette designet tillater fortsatt fjerning av den nominelle effekten ved rent naturlig sirkulasjon i en viss tid. Det forutsetter imidlertid at sekundærkjølekretsen fortsatt fjerner varmen.

I en Loss-Of-Heat-Sink (LOHS) -ulykke (tap av varmesluk) vil kjernen langsomt varmes opp (med omkring 200 °C på 1000 sekunder). Avstengning av akseleratoren vil raskt senke effekten ned til restvarmenivået. Dersom avstengning ikke utføres kan en stole på en enkel passiv måte for å avbryte protonstrålen ved å bruke en smelteskive på siden av vakuumbøret som protonene strømmer gjennom inn i den underkritiske kjernen [118], [123]. Når denne skiven dyttes inn i røret av presset fra kjølemiddelet vil røret fylles med det flytende metallet og blokkere for protonstrålen.

En viktig årsak til ulykker som tap av sirkulasjon og tap av varmesluk er et fullstendig tap av strømforsyning for anlegget. Men med et ADS fører dette også til stans av akseleratoren og at effekten synker til restvarmenivå. Problemet vil da være å fjerne restvarmen med passive systemer, hvilket kan oppnås med naturlig luftsirkulasjon.

Tap av kjølemiddel (LOCA), som er en sikkerhetsbekymring for lettvannsreaktorer, skulle ikke gi vesentlige problemer. For det første kjøles et bly-vismut-system ved lavt trykk, og for det andre er det foreslått en bassengkonstruksjon der alt primærkjølemiddelet er i ett kar og det ikke er noen primærkrets som kan lekke, for det tredje er det en ekstra tank rundt hovedtanken i tilfelle denne skulle lekke. Et annet viktig sikkerhetspoeng ved bly-vismut eller bly som kjølemiddel er at det er relativt kjemisk inaktivt og ikke reagerer kraftig med luft eller vann. Dette er en fordel sammenlignet med natriumkjølte hurtige systemer.

Stråleeffektsulykker. Siden protonstrålens intensitet kan økes for å kompensere for utbrenning kan en også tenke seg at stråleeffekten økes ved et uhell. Figur 5.13 viser effektøkningen ved en antatt økning av strålens effekt med en faktor 2 i løpet av ett sekund [118], [124]. I følge akseleratoreksperter er denne store økningen ikke sannsynlig. Det kan sees at effekten ikke øker altfor mye og stabiliserer seg på omkring 1,5 ganger nominell effekt. Det forhøyede nivået fører til at noen brenselspinner feiler etter omkring 16.5 sekunder. Dersom strålen ble slått av enten aktivt eller passivt ville ikke dette skjedd.

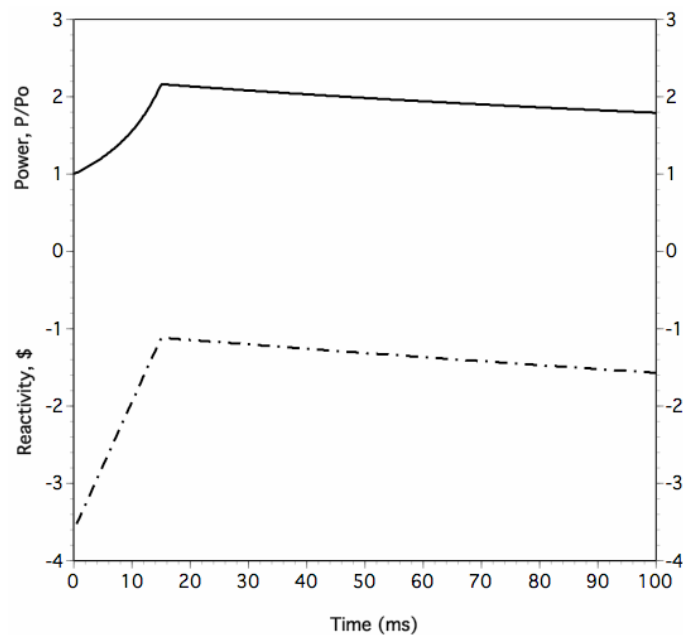


Figur 5.13: Antatt økning av strålingseffekt med en faktor 2 på ett sekund.

Reaktivitetsulykker: Det er også fastslått at hurtig reaktivitetstilskudd ikke fører til hurtig effektøkning fordi underkritikaliteten til et ADS virker som en stor gruppe forsinkede nøytroner [124]. Figur 5.14 viser utviklingen av effekt og reaktivitet etter et reaktivitetstilskudd på 170\$/s i 15 ms (millisekunder), svarende til et totalt reaktivitetstilskudd på $2,55\beta^{11}$, i et blykjølt ADS med

¹¹ En dollar (1β) er reaktivitetstilskuddet som gjør en reaktor prompte kritisk. Det er lik den effektive andelen av forsinkede nøytroner (β_{eff}), og avhenger derfor av brenselet.

en antatt underkritikalitet på 4\$. Det er konservativt antatt at underkritikaliteten er relativt liten og at tilsetningshastigheten og det totale tilskuddet av reaktivitet er ganske store, spesielt siden et ADS sannsynligvis ikke har staver for reaktivitetskontroll, men bare sikkerhetsstaver.



Figur 5.14: Effektutvikling i en blykjølt energiforsterker (med $k = 0,99$) for et sakte reaktivitetstilskudd. (Reaktiviteten øker med en rate på 170 \$/s for en periode på 15 ms (dette tilsvarer en uttrekkingshastighet for en kontrollstav på 0,55 cm/ms for en reaktor). Akseleratoren er ikke slått av [118].

For en energiforsterker (EA) som kjøres med $k = 0,99$ øker effekten med en faktor 2,5 etter 15 ms, og etter 20 ms avtar effekten tilnærmet proporsjonalt med styrken til nøytronkilden. Dersom nøytronkilden opprettholdes (akseleratoren ikke stoppes) blir effekten nesten konstant i dette tidsrommet. Legg merke til at i dette tilfellet er Dopplereffekten nesten neglisjerbar og svært forsinket (kommer først etter 23 ms). Den lange tidskonstanten for responsen medfører at varmetapet fra brenselet ikke kan neglisjeres. Faktisk er det tilstrekkelig tid (noen sekunder, som estimert i konveksjonsstudiene beskrevet i [118]) til at den naturlige konveksjonsmekanismen kan tilpasse seg de nye driftsbetingelsene uten at det oppstår noen brenselstoffer.

Den samme reaktivetsulykken ble også beregnet for en tilsvarende kritisk natriumkjølt hurtigreaktor som ikke ble avstengt [118], [124]. Dette førte til en effektpuls på over 1000 ganger nominell effekt og en nesten fullstendig ødeleggelse av kjernen. To forhold forklarer forskjellen. For det første underkritikaliteten til ADS, og for det andre den positive dampkoeffisienten som er virksom i ulykken med den kritiske reaktoren men ikke for ADS. I det forslåtte designet for ADS benyttes bly-vismut som har negativ dampkoeffisient.

Som konklusjon kan det fastslås at et bly-vismut-kjølt ADS med god kapasitet for naturlig sirkulasjon og et passivt system for å fjerne restvarmen er attraktivt for å hindre eller begrense alvorlige ulykker. De kritiske *tap-av-kjøling-* og *tap-av-varmesluk-ulykkene* i et slikt system fører til en langsom oppvarming av kjølemiddelet. Normalt vil dette føre til en manuell avstengning. Hurtige og temmelig store reaktivitetstilskudd (som har lav sannsynlighet i et system uten kontrollstaver) fører bare til en begrenset effektøkning. Dette skyldes systemenes underkritikalitet. For å stoppe en slik begrenset tilstand med for høy effekt er det nødvendig å slå av strålen eller kjøre inn sikkerhetsstaver. Det er prinsipielt enklere å slå av en akselerator enn å kjøre inn sikkerhetsstaver.

5.4.4.6 Fordeler med ADS

På grunn av sin spesielle konstruksjon har et ADS noen fordeler sammenlignet med mer standard reaktorer.

1. Den største fordelen med et ADS er kjernens underkritikalitet. Dette gir en større margin til prompte kritikalitet som fører til en løpsk reaktor som Tsjernobylnreaktoren. Denne typen av reaktivitetsulykker er imidlertid også svært usannsynlig i moderne kernekraftreaktorer, fordi de er konstruert med negative effektreaktivitetskoeffisienter. Dette betyr at reaktiviteten avtar når effekten øker, slik at effektøkningen begrenses. Tsjernobylnreaktoren hadde positive effektreaktivitetskoeffisienter, hvilket førte til en hurtig akselererende effektøkning.
2. Den største fordelen med underkritikaliteten er at den gjør det mulig å transmutere minoritetsaktinidene på en effektiv måte. Kontrollen av tradisjonelle reaktorer er i stor grad avhengig av at en liten andel av nøytronene fra fisjonsprosessen er forsinket, varierende fra noen få tidels sekunder til opptil ett minutt. For U-235 er andelen av forsinkede nøytroner 0,65 %, og dette forhindrer rask effektøkning for reaktivitetstilskudd mindre enn 0,65 %. Mange av minoritetsaktinidene (Np, Am, Cm ...), og også U-233, har mindre andel av forsinkede nøytroner enn U-235. Hvis en vesentlig mengde minoritetsaktinider eller U-233 tilsettes brenselet vil det nødvendigvis gi en vesentlig redusert margin til prompte kritikalitet. Dette er ikke noe problem for ADS fordi reaktiviteten av kjernen kan reduseres tilsvarende den minskede marginen. Kostnaden ved dette er at akseleratorens effekt må økes for å holde effekten konstant.
3. Produksjonen av langlivede aktinider (Np, Pu, Am, Cm ...) er mye mindre enn for en konvensjonell reaktor som benytter lavanriktet uran som brensel. Lagringstiden for avfallet kan derfor reduseres fra flere titusen år til mindre enn tusen år. Her bør det nevnes at lagringstiden for avfall fra fjerdegenerasjonsreaktorer også vil bli vesentlig redusert sammenlignet med dagens reaktorer, fordi aktinideseparasjon og resirkulering er en integrert del av brenselssyklusen.
4. Fraværet av kontrollstaver kan forenkle reaktorkontrollen fordi effekten er proporsjonal med akseleratoreffekten. I alle trykksatte reaktorsystemer er gjennomføringer for kontrollstavene i reaktortanken en mulig lekkasjevei fra primærsystemet. Det er også en liten mulighet for utskyting av kontrollstavene, noe som fører til en rask reaktivitetsøkning.
5. På grunn av det høye kokepunktet for eutektisk bly-vismut (1670 °C) kan trykket over kjernen holdes på, eller nær, atmosfæretrykket. Lavt trykk reduserer faren for brudd i dekkgassystemet. I de nedre delene av tanken vil selvfølgelig trykket være større (~ 28 bar) på grunn av de 25 meterne med bly. Dette er allikevel mye mindre enn de 160 bar som brukes i de nåværende trykkvannsreaktorene.

5.4.4.7 Ulemper med ADS

Det er også noen ulemper med ADS:

1. Mangel på driftserfaring fordi det ikke eksisterer en demonstrasjonsprototyp.
2. Systemet er en kombinasjon av to kompliserte maskiner, reaktoren og akseleratoren, og begge må virke for at systemet skal produsere effekt. Anleggets tilgjengelighet blir derfor nødvendigvis lavere enn for en konvensjonell reaktor. På den annen side er det mulig at et ADS ikke behøver å avstenges for brenselsbytte like ofte som en kritisk reaktor, fordi det kan oppnå høy utbrenning og har små reaktivitetssvingninger.
3. Akseleratorer er store og svært avanserte maskiner som vil gi en betydelig kostnadsøkning for kraftverket.
4. På grunn av mangfoldet av reaksjoner (spallasjon, (p,xn) , (α,xn) , (n,γ) og fisjon) som finner sted i bly-vismut-målet vil kjølemiddelet bli radioaktivt. Gasser som xenon og krypton, og flyktige elementer som kvikksølv, cesium, jod, brom og rubidium vil havne i reaktorens dekkgasssystem. Aktiviteten i dekkgasssystemet kan bli opptil 100 000 ganger høyere enn for normale reaktorer med bly-vismut [106]. Dette kompliserer vedlikeholdet, og vil gjøre det nødvendig med ekstra skjerming av dekkgasssystemet. Alle reaktorer med bly-vismut-kjøling produserer den meget radiotoksiske isotopen Po-210 (halveringstid 138 dager) ved betanedbrytning av aktiveringsproduktet Bi-210. I et ADS vil det i tillegg produseres andre poloniumisotoper fra (p,xn) - og (α,xn) -reaksjoner. De viktigste isotopene som produseres ved disse reaksjonene er Po-209 og Po-208 som har halveringstider på henholdsvis 102 og 2,9 år [106].
5. Siden akseleratorer er store vil de plasseres utenfor reaktorinneslutningen. Dette kan bryte barrieren mellom primærsystemet og omgivelsene dersom det oppstår brudd i akseleratorrøret eller vinduet. Strålerørets gjennomføring i reaktorinneslutningen er av tilsvarende art som damprørens gjennomføringer for en kokvannsreaktor (BWR). For en BWR har en hurtigvirkende ventiler for å stenge damprørene i tilfelle lekkasje. Dette kan også plasseres i strålerøret til et ADS, men en feilfokusert protonstråle på mange MW kan brenne seg gjennom røret og muligens også smelte avstengningsventilen [106]. Dersom en benytter en syklotron kan dette problemet unngås ved å plassere syklotronen inne i reaktorinneslutningen.
6. Bly er svært korrosivt ved høy temperatur, og det må tas spesielle forholdsregler for å forhindre at reaktortanken og varmevekslerne degraderes.
7. Vinduet (grensesnittet mellom strålerøret og målet) utsettes for en intens fluks av både høyenergetiske protoner og nøytroner, og kan trenge regelmessig inspeksjon eller utskifting.
8. Strålestans forårsaker sterke termiske spenninger i vinduet og kjernens strukturmateriale. Dette kan på lang sikt forårsake metalltretthet.

5.4.4.8 Konklusjon

ADS-konseptet har blitt utviklet over flere år men har ennå ikke nådd et stadium som gir grunnlag for å bygge en prototyp av en kraftproduserende reaktor. Et ADS basert på thorium har noen klare fordeler sammenlignet med en konvensjonell reaktor:

1. *Mye mindre produksjon av langlivede aktinider.*
2. *Minimal sannsynlighet for en løpsk reaktor.*
3. *Effektiv brenning av minoritetsaktinider.*
4. *Lavt systemtrykk.*

De viktigste ulempene ved ADS er:

1. *Mer kompleks enn konvensjonelle reaktorer.*
2. *Mindre pålitelig kraftproduksjon grunnet akseleratorstans.*
3. *Stor produksjon av flyktige radioaktive isotoper i spallasjonsmålet.*
4. *Strålerøret kan bryte inneslutningsbarrierer.*

Et kraftproduserende ADS som bruker thorium kan bli virkelighet, men det er ikke rimelig å forvente at det skjer i løpet av de neste 30 år. Det gjenstår å gjøre mye forskning og utvikling, spesielt innen områdene akselerorteknologi og materialeegenskaper.

5.4.4.9 Status for ADS FoU-aktiviteter

ADS har blitt et stort FoU-område i Europa [120]. For tiden er det avsatt betydelige ressurser til mange aktiviteter som spenner fra akseleratorer til materialer og brenselsteknologi. Den totale innsatsen i det siste tiåret er anslått til å være omkring 400 mannår/år. Organisasjonene som utfører disse aktivitetene varierer fra nasjonale FoU-organer til universiteter, med en betydelig deltagelse fra flere store europeiske nukleære industriselskaper. Det foregår, eller planlegges, viktige ADS-aktiviteter også utenfor Europa [125], for eksempel i Japan (*Japan Atomic Energy Agency (JAEA)*) og *High Energy Accelerator Research Organization (KEK)* fellesprosjekt), i USA (*Advanced Accelerator Applications Program (AAA)* som nylig fullførte et veikart bestilt av U.S. Department of Energy), i Sør-Korea (*Hybrid Power Extraction Reactor (HYPER)* -prosjektet ved *Korea Atomic Research Institut's (KAERI)*), i India og til og med i Kina hvor regjeringen har godkjent sitt første FoU-program.

En oversikt over utvalgte akseleratordrevne system (ADS)-prosjekter er gitt i Tabell 5.6.

Tabell 5.6: Utvalgte prosjekter på akseleratordrevne system (ADS).

Project	Neutron Source	Core	Purpose
FEAT (CERN)	Proton (0.6 to 2.75 GeV) ($\sim 10^{10}$ p/s)	Thermal (≈ 1 W)	Reactor physics of thermal subcritical system ($k \approx 0.9$) with spallation source - done
TARC (CERN)	Proton (0.6 to 2.75 GeV) ($\sim 10^{10}$ p/s)	Fast (≈ 1 W)	Lead slowing down spectrometry and transmutation of LLFP - done
MUSE (France)	DT ($\sim 10^{10}$ n/s)	Fast (< 1 kW)	Reactor physics of fast subcritical system - done
YALINA (Belorus)	DT ($\sim 10^{10}$ n/s)	Fast (< 1 kW)	Reactor physics of thermal & fast subcritical system - done
MEGAPIE (Switzerland)	Proton (600 MeV) + Pb-Bi (1MW)	-----	Demonstration of 1MW target for short period - done
TRADE (Italy)	Proton (140 MeV) + Ta (40 kW)	Thermal (200 kW)	Demonstration of ADS with thermal feedback - cancelled
TEF-P (Japan)	Proton (600 MeV) + Pb-Bi (10W, $\sim 10^{12}$ n/s)	Fast (< 1 kW)	Coupling of fast subcritical system with spallation source including MA fuelled configuration - postponed
SAD (Russia)	Proton (660 MeV) + Pb-Bi (1 kW)	Fast (20 kW)	Coupling of fast subcritical system with spallation source - planned
TEF-T (Japan)	Proton (600 MeV) + Pb-Bi (200 kW)	-----	Dedicated facility for demonstration and accumulation of material data base for long term - postponed
MYRRHA (Belgium)	Proton (600 MeV) + Pb-Bi (1.5 MW)	Fast (60 MW)	Experimental ADS - under study FP6 EUROTRANS
XT-ADS (Europe)	Proton (600 MeV) + Pb-Bi or He (4-5 MW)	Fast (50-100 MW)	Prototype ADS - under study FP6 EUROTRANS
EFIT (Europe)	Proton (≈ 1 GeV) + Pb-Bi or He (≈ 10 MW)	Fast (200-300 MW)	Transmutation of MA and LLFP - under study FP6 EUROTRANS

Rapporten "Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles" [106], utarbeidet av et panel av internasjonale eksperter under ledelse av OECD Nuclear Energy Agency, påviser klart fordelene med ADS sammenlignet med kritiske reaktorer for konsentrert behandling av avfall. Hybride systemer fungerer utmerket som spesialiserte brennere av minoritetsaktinider og tilbyr den nødvendige fleksibilitet for overgangsscenarioer. Rapporten påpeker også at en meningsfull reduksjon av strålingsgiftigheten av avfall (minst en faktor 100) krever multi-reprosessering av brenselet og minimale brenselstap til avfallet.

Den kunnskapen som er tilgjengelig i dag og ved avslutningen av de FP6-integrerte prosjektene (EUROTRANS og EUROPART) er, og vil være, svært viktig [126]. En bedre forståelse av, og kontroll over, de forskjellige FoU-ene som er nødvendige for ADS oppnås fortsatt, nemlig:

- Partisjonering av høyaktivt avfall både via løsninger og pyroprosessering.
- Utvikling av avanserte brenslere med høyt innhold av minoritetsaktinider (MA).
- ADS-design som tar for seg de viktigste punktene ved ADS-komponenter:
 - ✓ Akseleratorutvikling
 - ✓ Gjennomførbarheten av spallasjonsmål med og uten vindu
 - ✓ Materialvalg for de interne strukturer i kjernen, spallasjonsmålet og brenselkapslingen
 - ✓ Design av den underkritiske kjernen
 - ✓ Fremskaffing av nukleære data for å oppnå en pålitelig design

Behovet for et eksperimentelt ADS i Europa og dets målsetninger: For å utvikle og teste teknologien for kommersiell utplassering av akseleratordrevne systemer trenges det et eksperimentalanlegg. I pilotskala skal dette anlegget vise gjennomførbarheten av å operere en underkritisk reaktor drevet av en høyintensitetsakselerator. Det trenges for å demonstrere langtids korrosjonskontroll i bly-vismut-kjølte reaktorer. Videre skal det fremskaffe det hurtignøytronmiljøet som er nødvendig for å utvikle brensel for transmutasjon av minoritets-aktinider. Adgang til et hurtig nøytronspektrum er avgjørende for utvikling av materialer med større motstandskraft mot stråling, hvilket kan øke levetiden for et kommersielt ADS eller nye generasjoner av kritiske reaktorer som skal utplasseres i fremtiden.

Det eksperimentelle ADS kan lages med mindre krevende arbeidsbetingelser med hensyn til tilgjengelighet (50 til 70 %) sammenlignet med det en ser for seg for et kommersielt anlegg for avfallstransmutasjon (70 til 90 %). En slik rimelig, men fortsatt akseptabel, tilgjengelighet gjør at en kan ta høyde for strålestans som forventes for det første system av sitt slag som utplasseres. Dette vil så tillate en gradvis forbedring av akseleratorens ytelse mot den ytelsen som et kommersielt ADS skal ha.

Motivasjonen for et slikt eksperiment vil være å vise pålitelig drift av systemet, fra oppstart til nominelt effektnivå og videre til avstengning, med tilstedeværelse av termiske tilbakekoblingseffekter. Kontrollstaver i systemet vil tillate verifisering av forskjellige driftsmåter under brenselstråling og bestemmelse og overvåking av reaktivitetsnivåer med "ad hoc"-teknikker. Den felles kjølingen av målet og den underkritiske kjernen kan demonstreres, og noen praktiske tekniske problemer av generisk interesse for ADS kan løses, så som utformingen av strålens innløp til kjernen.

Muligheten for å kjøre eksperimentet på forskjellige nivåer av underkritikalitet og effekt (realisert for eksempel med passende måter å plassere brenselet på) åpner for eksperimentell undersøkelse av overgangen fra "eksternt" kildedominert driftsområde til et driftsområde som domineres av temperaturtilbakekoblinger. Denne overgangen er relevant, spesielt for å forstå den dynamiske oppførselen til et ADS som i den kommende fullskalademonstrasjon av transmutasjon kan ha både meget lav β_{eff} og meget lav Dopplereffekt på reaktiviteten.

Et viktig prosjekt som utføres ved Belgian Nuclear Research Centre (SCK-CEN) er MYRRHA-prosjektet. Det tar sikte på skape en plattform for europeisk eksperimentell demonstrasjon av transmutasjon i ADS, og å skaffe protoner og nøytroner for forskjellige anvendelser. Det består av en protonakselerator som leverer en 600 MeV, 2,5 mA (eller 350 MeV, 5 mA) protonstråle til et mål av flytende Pb-Bi som er koplet til en Pb-Bi-kjølt, underkritisk hurtig reaktorkjerne. Prosjektet startet i 1997, og planen er å sette MYRRHA i drift i 2016-2018. Mer informasjon: [127], [128], [129], [130], [131], [132] og [133].

5.4.4.10 Veikart for et eksperimentelt ADS i Europa

Veikartet som ble presentert av *Extended (faktisk europeiske) Technical Working Group (ETWG): "A European Roadmap for Developing Accelerator Driven Systems for Nuclear Waste Incineration"* antar at en større finansiell investering gjøres så tidlig som 2003, som var det planlagte år for oppstarten av FP6 (255 M€ i løpet av 4 år til FoU, planlegging av en detaljert foreløpig design og start av byggingen). Denne finansielle investering er ennå ikke oppnådd selv om en oppnår 100 M€ når en integrerer Europakommisjonens bidrag for separering og transmutasjon (31 M€) og de nasjonale satsningene som inkluderer generisk støtte til FoU. Dette er absolutt ikke tilstrekkelig sammenlignet med de fornuftige overslagene fra ETWG. Årsaken til utsettelsen sammenlignet med veikartet fra ETWG er at muligheten for transmutasjon av

høyaktivt avfall i et ADS ennå ikke er helt akseptert som den mest passende metode av alle europeiske kjernekraftnasjoner.

Et oppdatert veikart [120] som tar hensyn til resultatet av FP5 PDS-XADS-prosjektet så vel som de andre FP5 ADOPT-prosjektene angående utvikling av avansert brensel, teknologi for materialer og tunge, flytende metaller (HLM) og nukleære data har ført til starten av det FP6-integrerte prosjektet EUROTRANS. Det er et tidsrom på 4 år svarende til FP6 EUROTRANS-perioden der mulige hindringer på veien mot utplassering av et eksperimentelt ADS (kalt ADS (fase 1) i ETWVG-veikartet eller XADS i PDS-XADS FP5-prosjektet) og senere om det industrielle ADS må avklares. Ved slutten av denne, fortsatt generiske, utviklingsperioden går en inn i en prosjektstruktur for bygging av et eksperimentelt ADS som vil vare i 10 år til anlegget kjører på full effekt. Dette inkluderer en første 3-årsperiode for detaljert teknisk design av anlegget, demonstrasjon og testing av reaktorkomponenter og den allerede etablerte design av spallasjonsmålet, og til slutt opparbeiding av byggeplassen og lisensiering. Den neste perioden på 4 år vies til bygging av komponentene på produksjonsstedet og bygging på anleggsstedet i 3 år, og det fjerde året vies sammensetning av komponentene for reaktoren og akseleratoren på anlegget. I 2018 vil anlegget gjennomgå kommisjoneringstester for å nå fullt operativ tilstand ved begynnelsen av 2020.

Alternativt kan en se for seg å koble en kommersiell reaktormodul av typen *SBVR-75/100* sammen med en oppgradert versjon av PSI-syklotronen (590 MeV, 3 mA) med et MEGAPIE-lignende LBE spallasjonsmål (2 MW-klassen). Faktisk er fleksibiliteten som denne bassengreaktoren gir utmerket egnet for overgangen til en underkritisk konfigurasjon, som oppnås ved: (1) fjerning av den innerste brenselringen i kjernen og (2) lasting/utlasting av den ytterste brenselringen i kjernen for å oppnå, ved små reaktivitetssteg, det ønskede nivå av underkritikalitet. Videre vil dette ha den fordel at det reduserer kostnaden og tiden som trengs for å etablere det eksperimentelle ADS.

I denne sammenstillingen kan en kjerneeffekt mellom 10 og 150 MW_{th} oppnås i underkritikalitetsområdet mellom $k = 0,9$ og $0,98$ for en maksimal stråleeffekt på bare 1,8 MW.

Flerbruksreaktoren *SBVR-75/100 MW_e* [126], [134] er en oppfølging av det russiske programmet for bly-vismut-kjølte hurtigreaktorer for Alfa-klasse undervannsbåter, som har mer enn 80 års driftserfaring. Det er en integrert bassengreaktor med dampgeneratorene plassert i det samme bly-vismut-bassenget ved 400 - 480 °C.

Ringsyklotronen ved PSI leverer verdens kraftigste protonstråle. Protonene akselereres i ringsyklotronen til nesten 80 % av lyshastigheten (omkring 236 000 km/s), som svarer til en energi på 590 MeV. For tiden er strømstyrken i protonstrålen nesten 2 mA, hvilket gir en stråleeffekt på over 1 MW. Hovedkomponentene i ringsyklotronen er åtte sektormagneter med en totalvekt på 2000 tonn, og fire akselerator-kaviteter (50 Mhz frekvens) som hver har en toppspenning på 730 kV.

6. AVSLUTNINGEN (*BACK END*) TIL BRENSELSSYKLUSEN FOR THORIUM

Avslutning av brenselssyklusen for thorium innbefatter brenselgjenvinning og lagring av brukt brensel. Dette avviker fra slutten (*back end*) av brenselssyklusen til uran på noen viktige punkter:

- Plutonium eller andre transuraner blir praktisk talt ikke dannet.
- Brukt brensel er fri for langlivede alfa-emittere
- På grunn av thoriumoksidets stabile form må det benyttes mer aggressive kjemikalier i represseringen. Dette medfører økte problemer med korrosjon i gjenvinningsanlegget.

6.1 Thoriumbrenselssyklusen i reaktorer

Dannelse av U-233 i termiske reaktorer er vanskelig og krever en utmerket nøytronøkonomi og on-line brenselgjenvinning. Dannelse av U-233 i hurtigformeringsreaktor er mulig, men doblings-tiden for det fissile materialet er mye lenger (ca. 250 år) enn for produksjon av Pu-239.

Reaktoren må tilføres U-235 eller Pu-239 som startbrensel, eller den kan ha en akseleratordrevet nøytrongenerator. Etter et vist antall år vil det være dannet tilstrekkelig U-233 for å oppnå likevekt, uten videre tilskudd av brensel.

Best egnet for thoriumbrenselssyklusen av dagens termiske reaktorer, er saltsmeltereaktoren (*Molten Salt Reactor* (MSR)), tungtvannsreaktoren (*Heavy Water Reactor* (HWR) eller CANDU) og høytemperaturreaktoren (*High Temperature Reactor* (HTR)). Thorium kan også bli brukt i lett vannsreaktorer (*Light Water Reactor* (LWR)). Thorium kan bli brukt uten tilskudd av andre fissile isotoper i konvensjonelle hurtigreaktorer.

6.1.1 Åpen brenselssyklus for thorium

Ved engangsbruk av brenset (åpen brenselssyklus) i lett vannsreaktorer (LWR) vil det alltid være nødvendig med tilskudd av fissile isotoper. Best utnyttelse av produsert U-233 oppnås med høyest mulig utbrenning. U-233 som fissilt tilskudd gir minimum produksjon av aktinider. Ved å introdusere thorium vil det årlige forbruket av uran kun bli redusert med noen få prosent [135]. Strålingsgiftigheten på grunn av aktinider i brukt brensel blir betydelig redusert sammenlignet med brukt UO₂-brensel. Etter 10 000 to 30 000 års lagring vil gjenværende U-233 dominere strålingsgiftigheten. I den siste perioden av geologisk lagring vil imidlertid aktinidene kun utgjøre en liten risiko siden fisjonsproduktene dominerer dosen på grunn av dispersjon.

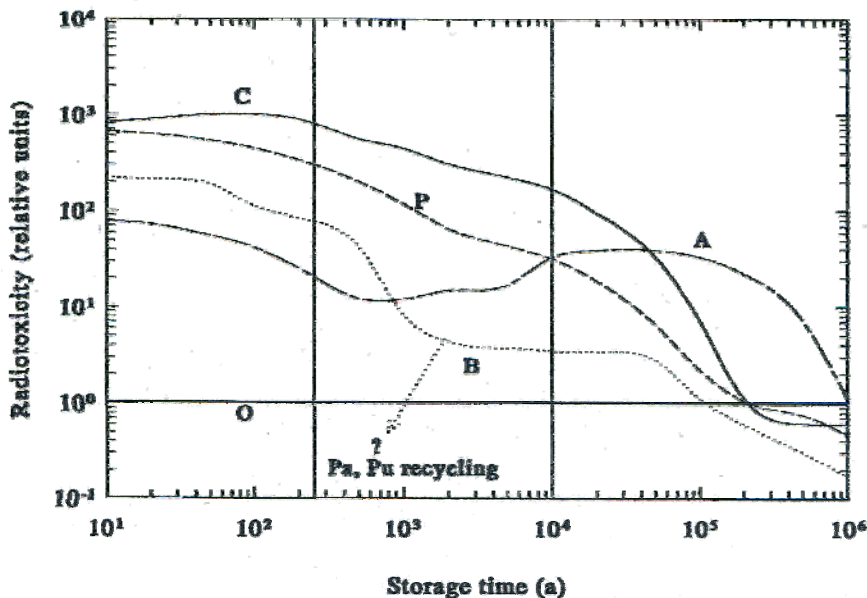
Reaktorer med høyere fertil-til-fissil konverteringsfaktorer kan ha større gevinst med thorium i brenset. Et eksempel på hva som kan oppnås med åpen brenselssyklus i en CANDU tungtvannsreaktor er rapportert av *Energy Research Centre of the Netherlands* (ECN) [136], [137]. Kurve "A" i Figur 6.1 viser effekten ved å bruke thorium og HEU som fissilt tilsatsbrensel. Avfallet fra en brenselssyklus med thorium gir relativt lav strålingsgiftighet umiddelbart etter fisjonsproduktperioden (opp til ca 600 år) fordi det dannes mindre plutonium og americium. Senere vil strålingsgiftigheten være like høy som uprosessert brukt LWR-brensel på grunn av Ra-226 fra U-234. Høy utbrenning vil imidlertid kunne redusere strålingsgiftigheten ytterligere. Ut fra økonomiske grunner og nødvendige hinder for misbruk kan annet materiale (slik som MEU) også brukes som fissilt tilskudd i brenset, men dette vil dessverre medvirke til økt strålingsgiftighet.

Med HTR er det oppnådd lignende resultater som med LWR siden den har den samme konverteringsrate og bruker tilsvarende mengder med thorium og naturlig uran. I en hurtigreaktor bør ikke en åpen brenselssyklus vurderes for å redusere strålingsgiftigheten, fordi en hurtigreaktor krever mye høyere innhold av fissilt materiale. Problemet er U-233 i brukt brensel.

6.1.2 Lukket brenselssyklus med thorium

I en lukket brenselssyklus reprosesserer U-233, thorium og muligens også andre produserte aktinider, spesielt protactinium, for resirkulering. Det ideelle er en selv bærende brenselssyklus, det vil si at det etter et vist antall sykliske brenselforløp ikke er behov for tilskudd av andre fissile isotoper. Selv bærende brenselssykluser er i prinsippet mulig for termiske reaktorer så vel som for hurtigreaktorer. Dette er mulig for termiske reaktorer kun når det er en utmerket nøytronøkonomi og mulighet for brenselomlastning under drift, og fortrinnsvis, fjerning av fisjonsprodukter under drift. De beste systemene er saltmeltereaktorer (MSR) fulgt av CANDU-reaktorer og HTR. De to siste reaktorene har imidlertid begrensning når det gjelder å oppnå høy utbrenning. Akseleratorer kan også fremskaffe ytterligere nøytroner for å oppnå en selv bærende brenselssyklus (se kapittel 6.2)

Figur 6.1 viser noen resultater for en CANDU-reaktor med HEU som tilskudd av fissilt materiale. Strålingsgiftigheten på avfallet er vist i det tilfelle hvor kun uran blir resirkulert (kurve B). De første 1000 årene er den gjenværende strålingsgiftigheten hovedsakelig forårsaket av Pu-238 og senere av protactinium-231 (Pa-231). Hvis plutonium og protactinium blir resirkulert er det vist [137] at etter to resirkuleringer og etter 1000 til 2000 års lagring vil strålingsgiftigheten være under nivået til den uranmalmen som trengs for å produsere brensel til en PWR uten resirkulering.

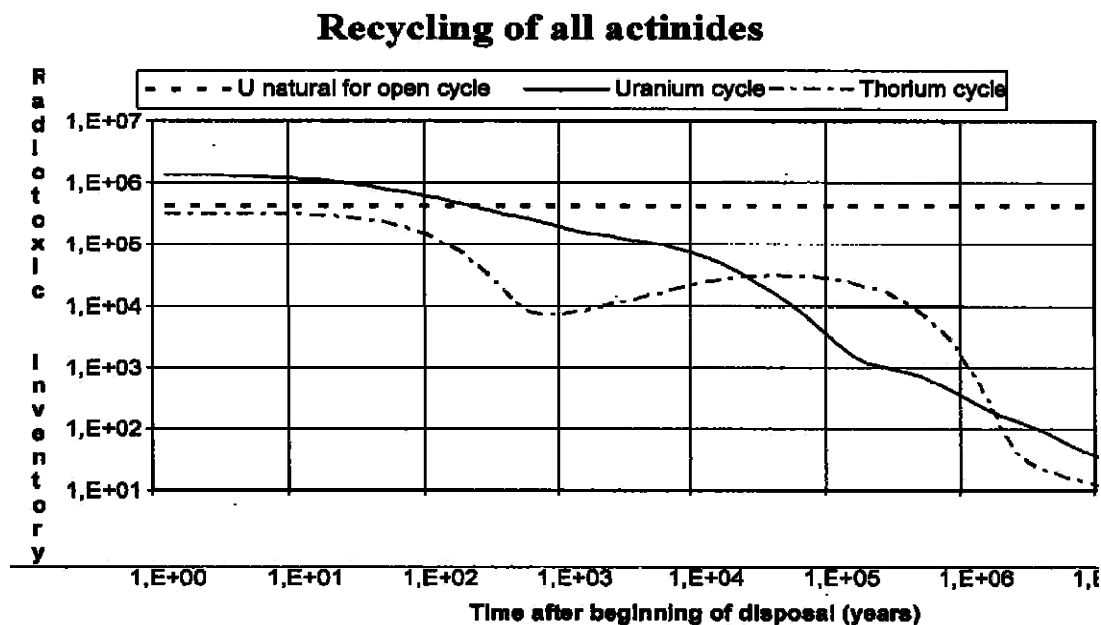


Figur 6.1: Strålingsgiftighet fra aktinidene i avfallet dersom thorium brukes i en CANDU-reaktor som kjøres med åpen brenselssyklus og HEU som fissilt start-materiale (kurve A). Kurve B viser strålingsgiftigheten fra aktinidene fra en CANDU med HEU som fissilt start-materiale og resirkulering av U ved likevekt (kurve B). Videre reduksjon er mulig hvis også Pu og Pa resirkuleres. Referansene er brukt brensel fra standard åpen brenselssyklus fra CANDU (kurve C) og PWR reaktorer (kurve P) og den nødvendige U-malmen for en PWR (kurve O).

Lukket brenselssyklus med thorium i en hurtigreaktor produserer U-233. Strålingsgiftigheten av brukt brensel kan bli ytterligere redusert hvis uran og aktinider blir resirkulert. På grunn av et hurtig nøytronspektrum er fisjonering av aktinider mer effektiv enn i en termisk reaktor. En selv bærende hurtigreaktor basert på Th/U-233 brenselssyklusen er mulig, skjønt doblingstiden for U-233 er temmelig lang (ca 250 år). Forbedrede tilbakeførende sikkerhetskoeffisienter er oppnådd. Avfallet fra en brenselssyklus med Th/U-233, med samme reprosesseringsstap, vil føre til en faktor 10 lavere strålingsgiftighet enn for avfallet fra brenselssyklusen med U/Pu.

For å konkludere, så er det fordeler å benytte thorium i en termisk reaktor med åpen brenselssyklus, spesielt hvis U-233 eller U-235 (HEU) kan bli brukt som fissil isotop i startbrenselet. Hvis utbrenningen av thoriumbrenselet kan økes, vil avfallet ha lavere strålingsgiftighet opp til 20 000 år og, muligens mer viktig, har mindre volum sammenlignet med det fra (anriket) uran. Lukket brenselssyklus med thorium vil være best med hensyn på langlivet strålingsgiftighet sammenlignet med U/Pu tilfellene, spesielt ved bruk av hurtigreaktorer.

En studie som nylig har funnet sted viser at avfallet fra en brenselssyklus med thorium vil bli betydelig mindre enn for en standard U/Pu syklus under samme forhold. Dette er en fordel for thorium basert brensel og er bekreftet gjennom flere studier, nylig i det EU-støttede studiet "Thorium as a waste management option" [138]. Figur 6.2 fra studiet, viser det totale radiotoksiske innholdet (Sv/TWh_e) sammenlignet for U/Pu og Th/U sykluser som funksjon av tidsforløp. Studiet tar for seg tilfellet hvor alle aktinidene i en hurtignøytron-reaktor blir resirkulert, antatt 0,1 % tap. Det har blitt påpekt av *Dominique Greneche et al* [139] at det er en forbedringsfaktor fra 5 til 20 opp til 10 000 år med thoriumbasert brensel sammenlignet med U/Pu-brensel. Etter 20 000 år blir strålingsgiftigheten fra thoriumbasert brensel høyere enn for U/Pu-brensel. Dette er av mindre betydning siden innholdet er mye lavere enn for naturlig uran i seg selv. Sammenligningen er basert på den tilsvarende mengde naturlig uran som trengs til å forsørge en åpen brenselssyklus med uran.



Figur 6.2 Reduksjon av strålingsgiftighet som en funksjon av tid etter fjerning av avfallet for tilfellet med uran- og thoriumsyklus og med resirkulering av alle aktinider.

6.2 Brenselssyklus for thorium i et akseleratordrevet system (ADS)

Kritiske reaktorer som bruker thoriumbrensel er operert tidligere og motivet var utsiktene for et høyt nøytronutbytte per absorbert nøytron, noe U-233 tilbyr over hele nøytronenergiområdet, der Pu-239 er litt bedre med hurtige nøytroner (For mer detaljert informasjon se Tabell 5.1 i kapittel 5.2). Det er likevel en ulempe forbundet med U-233 formering (*breeding*): Pa-233 blir dannet og har et stort absorpsjonstverrsnitt for nøytroner som det må kompenseres for med høyere anrikning av fissilt materiale. I tillegg gir fisjon fra U-233 mer Xe-135 (direkte andel er 1,4 % fra U-233 mot 0,3 % fra U-235) og mer forløpere for samarium (Nd-147, Pm-149) enn U-235. Disse isotopene utgjør en betydelig andel av nøytronabsorpsjonen i fisjonsproduktene. Midt i brenselssyklusen står disse for mer enn 50 % av nøytronabsorpsjonen.

Det store antallet tilgjengelige nøytroner er den andre viktige fordelene med ADS. Dette er relevant for:

- Brenning av nukleært avfall, spesielt for transmutasjon av aktinider og langlivede fisjonsprodukter;
- Formering av fisjonsmateriale (spesielt U-233) med kort doblingstid;
- Økt brenslutbrenning.

Et termisk ADS har fordeler når det gjelder transmutasjon av langlivede fisjonsprodukter og med en thoriumbrenselssyklus uten tilskudd av annet brensel når det er oppnådd likevekt. De mest avanserte konseptene er foreslått med flytende brensel/kjølemedium i form av saltsmelte basert på thoriumsyklusen (Los Alamos konseptet [140], [141], [142]) selv om mange tekniske utfordringer angående korrosjon og innhomogenitet må løses før dette kan bli en realitet. Ulempene med et termisk system blir i høy grad kompensert ved mulighetene for brenselpåfylling og reprosessering under drift (*on-line*).

CERN Energy Amplifier [143] er basert på en ganske kompakt akselerator (syklotron), koblet til en hurtig-formeringsreaktor med flytende bly som kjølemedium. Verdien av k_{eff} er nokså høy for å oppnå økonomi til energiproduksjon. En nokså lang brenselssyklus på opptil 5 år er foreslått (se Figur 5.10 i kapittel 5.4.4.2: *Beskrivelse av ADS* for detaljer). Den lukkede brenselssyklusen med thorium er foreslått med full resirkulering av alle aktinidene. Dette vil gi svært lavt ressursforbruk og minimalt med avfall.

En studie utarbeidet for den Spanske staten [144], basert på et praktisk eksempel, viser at en energiforsterker på 1500 MW_{th} kan bryte ned en netto mengde med TRU på 298 kg pr. GW_{år} termisk energi produsert. Til sammenligning vil en PWR produsere 123 kg med TRU pr. GW_{år} termisk energi produsert (91 % Pu, 7,5 % Np, 1,4 % Am og 0,1 % Cm).

Strålingsgiftigheten fra aktinideavfallet bør bli det samme som for en hurtigreaktor kjørt på thoriumbasert brensel. Likevel vil den kunne oppnå litt bedre ytelse på grunn av at ADS kan ha høyere utbrenning. I *CERN Energy Amplifier* er det antatt et reprosesseringsstap på 0,01 % som gir en svært lav strålingsgiftighet, nær strålingsgiftigheten for kullbrenning. Ytterligere reduksjonen er mulig ved å transmutere langlivede fisjonsprodukter ved bruk av "adiabatic resonance crossing technique" [145].

Det kan konkluderes at et akseleratordrevet system har ekstra sikkerhetsmarginer. For fremtidige systemer vil dette gi en operasjonell fleksibilitet for sikker og ren energiproduksjon og/eller avfallstransmutasjon. Akseleratoren gi en mulighet for å ta i bruk en lukket brenselssyklus med thorium, men også for en åpen (*once-through*) syklus med thoriumoksid med

tilskudd av andre fissile isotoper og en svært høy utbrenning. ADS som ”energiforsterker” er et av eksemplene på systemer med store potensielle muligheter.

6.3 Reprosessering av thoriumbasert bestrålt brensel og avfallshåndtering

En brenselssyklus med bare thorium krever formering/produksjon (*breeding*) og reprosessering av U-233. Reprosesseringsteknologien er utprøvd i kommersiell skala. Avansert tørreprosess er ikke utprøvd for thorium. Det betyr at med dagens teknologi må det benyttes våtkjemi hvor brensllet må løses i salpetersyre og separeres med ekstraksjon. Thorium er vesentlig mindre medgjørlig enn uran i slike prosesser.

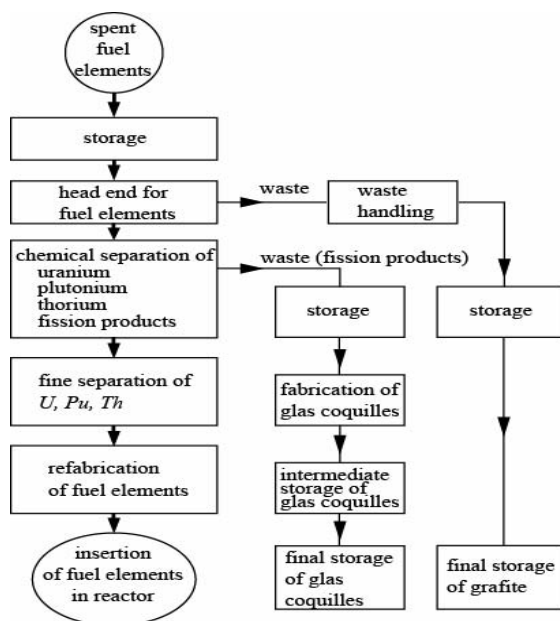
Vanskelighetene er spesielt store for brensel av HTR-typen, uansett sammensetning, siden partiklenes overflate og grafittmatrisen har både kjemisk motstandsdyktighet og er vanskelige å destruere mekanisk.

6.3.1 Første fase operasjoner for reprosessering av brukt brensel.

Første fase (*head end*) for reprosessering er å få brensllet over i oppløst form, en løsning av U-Th-nitrater sammen med små mengder av aktinider og fisjonsprodukter.

Ekstraksjon av U-233 fra bestrålte thoriumpinner ble utført i stor utstrekning i USA fra 1950- til 1970-tallet. Nesten 700 tonn thorium ble bestrålt og gav mer enn 1,5 tonn U-233. Separasjonsprosessene ble utført av ORNL i THOREX-anlegget og i *Knolls Atomic Power Laboratory*. Prosessen ble senere tilpasset Great ”canyon” anleggene ved Hanford og Savannah River (SRP), og ved det kommersielle anlegget for direkte vedlikehold ved *Nuclear Fuel Services* i West Valley i nærheten av Buffalo. Dette anlegget, som nå er demontert, reprosesserte den første kjernen fra Indian Point 1 (95 % ThO₂, 5 % U-235O₂), men uten å gjenvinne thorium (som forble i avfallet).

Prosessene er beskrevet i en interessant artikkel [146], som er en av de første beskrivelsene med detaljert informasjon om prosessen og tilpasning av de store PUREX-anleggene til THOREX prosessen (Figur 6.3).



Figur 6.3: Oversikt over THOREX-prosessen (*Thorium Extraction*).

Første fase operasjoner av fertilt brensel for å ekstrahere U-233: Thorium og ThO₂ har stabile forbindelser som gjør at disse er vanskeligere å oppløse enn U, spesielt UO₂. Til dette trengs sterk salpetersyre med HF (flussyre) og prosessen tar ganske lang tid, spesielt for høytemperatur-sintret, kompakt ThO₂. Oppløsningsprosessen kan ta opptil 35 timer. For å unngå korrosjon på utstyret fra HF ble det tilsatt aluminiumnitrat som buffer.

Lignende prosesser er blitt brukt i mindre skala for thorium- og ThO₂-pinner i India og i andre land (*Dunray* i UK, *Whitshell* i Canada, *Jülich* og *Karlsruhe* i Tyskland). I India har pilotanlegget blitt erstattet av et reprosesseringsanlegg som klarer 50 tonn/år ved *Indira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR)*, Kalpakkam, India.

Som en oppsummering: "Tradisjonelle" reprosesseringsanlegg kan prosessere bestrålt thorium-brensel, selv om oppløsningsprosessen er vanskeligere og det må gjøres foranstaltninger for å unngå korrosjon på grunn av HF (flussyre).

Første fase operasjoner for oksidbrensel fra LWR: Pilot-tester utført ved *Oak Ridge* ble bekreftet ved "kommersiell drift" av (U,Th)O₂-kjernen ved *PWR Indian Point 1* i *West Valley* anlegget. Etter at zirkonium-kledningen var fraskilt ble brenselmaterialet oppløst. Det ble konstatert at selv om bestrålt (U,Th)O₂ løste seg fortere opp enn ubestrålt materiale, er oppløsningsprosessen mye saktere enn for UO₂ alene, siden thoriumoksidet er mer kompakt og sintret. Det trengs konsentrert salpetersyre med tilhørende korrosjonsproblemer. Avgassing fra oppløsningsprosessen vil inneholde mer Kr-85, avhengig av andel U-233, siden produksjon av Kr-85 ved fisjon er omtrent det dobbelte som for U-235. Jod-produksjon er omtrent den samme som for U-235.

Første fase operasjon for oksid- eller karbidbrensel fra HTR er ganske forskjellig og skaper problemer som ikke er fullstendig løst i industriell skala. Likevel er det foretatt mange tekniske tester, hovedsaklig ved *Oak Ridge, General Dynamics* i USA og i *Jülich* (Tyskland), tilknyttet deres HTR-programmer. Testprogrammer med begrenset omfang er foretatt ved andre laboratorier, spesielt ved *National Committee for Nuclear Energy (CNEN)*, Italy. Innkapslet oksid- og karbidbrensel er svært vanskelig å reprosessere. Dette er i hovedsak på grunn av PyC og ugjennomtrengelig SiC-innkapsling og noe på grunn av de uunngåelige karbonrestene. Det samme er tilfelle for TRISO-innkapslede partikler, lagd i *Jülich*, testet med de berømte "pebbels" i AVR og THTR reaktorene. Mesteparten av de bestrålte brenselkulene (*pebbels*) er ikke blitt ytterligere prosessert. Direkte oppløsning av de innkapslede partiklene er testet i CNEN/ENEA og ved IGCAR (India) ved hjelp av elektrolytisk oppløsning. Laboratorietestene er lovende, selv om oppløsningstiden er lengre og utstyret er mer komplekst enn vanlig. Det vil være viktig å teste slikt utstyr i stor skala for å se om det fungerer tilfredsstillende.

Kompleksiteten av denne forbehandlingen og de teknologiske problemene tilknyttet dette er en av grunnene til at familiene av høytemperaturreaktorer ikke er videreutviklet. I store trekk kan det sies at innkapslet kjernebrensel er så motstandsdyktig at det ikke kan reprosessere med konvensjonelle metoder. Dagens innkapslede kjernebrensel er tilsynelatende typisk et *once-through* brensel. Denne brenselstypen er best egnet til bruk i høytemperatur-reaktorer (*Burners*) som benytter lange *once-through* sykluser (som varer i mange år), for å levere høytemperatur gass. På den annen side bør "breeder", termisk eller hurtig, ha brensel-elementer som er egnet for enkel reprosesserings, det vil si tradisjonelt type med oksid-i-kapsling som er kjølt med vann eller flytende metall.

6.3.2 Separasjon- og renfremstillingsprosessen: THOREX-Prosessen.

For å repressere thoriumholdig brensel kan THOREX-prosessen (*thorium extraction*) benyttes. Denne ble opprinnelig utviklet i USA ved *Knolls Atomic Power Laboratory (KAPL)* og *Oak Ridge National Laboratory (ORNL)* for å repressere store mengder bestrålt thorium fra lettvannsreaktorer. Prosessen ble videreutviklet i Tyskland for repressering av brensel fra høytemperatur-reaktor (HTR), beskrevet i rapporten fra *Kugeler* [48].

Tungmetallene og grafittmatrisen blir først separert i den første fasen i represseringsanlegget ved å brenne av grafitten. I dette trinnet kan brenselementene bli knust til biter som er mindre enn 5 mm. Brenningen av kledningen, inkludert SiC-belegg, kan gjøres i ovner med fluidisert sjikt (*fluidised bed ovens*). Tungmetallasken blir i neste skritt oppløst i THOREX-prosessen. Deretter blir separasjon av uran, thorium og fisjonsprodukter utført med ekstraksjon i den kjemiske prosessdelen av represseringsanlegget. Ytterligere utstyr er nødvendig for å behandle det høyaktive avfallet og for å filtrere fisjongs-gasser og andre forurensende stoffer fra repressering av HTR-brensel. Erfaringene med repressering av LWR-brensel kan til en stor grad benyttes i THOREX-prosessen.

Utvidet forskning og utvikling for repressering av thoriumholdig brensel er utført de siste tiårene og mulighetene ved denne prosessen er demonstrert. JUPITER-anlegget er bygget og drives i Tyskland. Dette anlegget utfører hele prosessen fra brukt brensel, inkludert THOREX-prosessen.

PUREX-prosessen (*plutonium uranium extraction*) har blidt den vanlige metoden for repressering av alle typer brensel med naturlig, lett anrikt eller høyt anrikt uran sammen med lav eller høy konsentrasjon av plutonium. THOREX-prosessen er derimot utviklet for å repressere uran og thorium fra thoriumbasert brensel. Når brensel inneholder merkbare mengder med U-238 blir det produsert plutonium, og da må en kombinasjon av THOREX- og PUREX-prosessen benyttes.

THOREX-prosessen er teknisk sett mindre avansert og har den ulempen at thoriumnitrat viser en mye lavere fordelingskoeffisient enn uran og plutonium. For å overføre thorium til en fase med organisk tributylfosfat (TBP) trengs et sterkt salt. Aluminiumnitrat, som tidligere har vært anbefalt, er erstattet med salpetersyre for å redusere mengden med radioaktivt avfall. Imidlertid har høy syrekonsentrasjon en motvirkende effekt for å oppnå høy dekontaminasjon av fisjonsprodukter. Derfor er det tidligere utviklet mange ulike flytskjemaer hvor det brukes varierende mengder med syre. For å oppnå en høy dekontaminasjonsfaktor er det utviklet en dobbelsyklus THOREX-prosess. Denne prosessen benytter en høy syrekonsentrasjon i første syklus og en syrefattig prosess i andre syklus.

I følge nylige undersøkelser skal en enkel syklus med tilsetning av syre kunne gi en tilstrekkelig dekontaminasjonsfaktor. En umiddelbar separasjon av thorium og uran er tilrådelig med tanke på både resirkuleringsstrategi og gjennomførbarhet av prosessen. Puls-kolonne kan med fordel bli brukt som ekstraksjonsutstyr, i det minste for ekstraksjonssteget.

Repressering av HTR-LEU brensel i eksisterende PUREX-anlegg er assosiert med problemer med å forhindre kritikalitet som skyldes at innholdet av total mengde fissile isotoper i prosessstrømmen overstiger 2 wt%. Spesielle tiltak må derfor gjøres i mange prosessenheter. Tilsats av løselig nøytronabsorbator har vist seg å være et ufordelaktig tiltak. En mer passende metode for å takle vanskeligheter med kritikalitet er å benytte et flytskjema med lavere konsentrasjon (under 10) av tributylfosfat (TBP).

6.3.3 Avfallsbehandling

Avfallsbehandlingen fra et THOREX-reprosesseringsanlegg vil ikke avvike mye fra et moderne PUREX-reprosesseringsanlegg. Det er likevel passende å påpeke:

- Avfall fra brenselsyklus med thorium vil inneholde mindre aktinider og ha mindre strålingsgiftighet de først 10 000 år.
- For å oppløse thoriumbasert brensel trengs en mindre mengde HF som må bufres med aluminiumnitrat. Fluoridens effekt på forglassingsprosessen av avfallet må avklares.

6.3.4 Tørr-reprosessering

Tørrkjemi (ikke vandige løsninger) har blitt tatt i betraktning for enten reprosessering av karbidkjerner eller *in-line* reprosessering av saltsmelte i en saltsmelte formeringsreaktor.

For karbidkjerner har en forestilt seg en varmebehandling opp til 2800 - 3000 °C etterfulgt av klorering. Prosessen med flyktige fluoridforbindelser i saltsmelte er blitt grundig undersøkt i noen få land (USA, *Argonne National Laboratory*, Frankrike, UK, o.s.v.), som regel med suksess. Blant fordelene er at denne prosessen er relativt kompakt og fraværet av vandig avløp. Ulempene er problemer med å arbeide med fluorider og korrosjon på utstyret.

For ADS (*Energy Amplifier Project*) er pyro-prosessering (arbeid ved høye temperaturer) ansett som et viktig fagfelt. I forhold til prosesser med vannkjemi tilbyr denne:

- Kompakt og enkel prosess;
- Mindre tilleggavfall;
- Vanskelig å misbruke prosessen for fremstilling av fissilt materiale til våpen (Ingen separasjon av TRU);
- Brenselsfremstilling og -reprosessering ved reaktoranlegget.

Brukte brenselspinner blir kappet i små biter som tillater separasjon av det brukte brenselet fra kapslingen (*cladding*). Fisjonsgasser som frigjøres på dette stadiet samlet og filtrert i ventilasjonssystemet og sent til lagring. Det brukte oksidbrenselet blir deretter omgjort til metall ved at kalsium reagerer med oksidbrenselet til kalsiumoksid og det dannes tungmetaller (U, Np, Pu, AM, Cm). Reaksjonen finner sted i en saltsmelte av kalsiumklorid under høy temperatur. Igjen blir frigjorte fisjonsgasser oppsamlet og sent til lagring. Metaller som Cs, Sr og Ba blir periodevis fraskilt fra saltsmelten for lagring. De resulterende tungmetallene blir så sent til elektro-rensing. Dette er en elektrokjemisk prosess hvor thorium blir separert fra blandingen av aktinider og fisjonsprodukter. En saltsmelte bestående av NaCl og KCl ved 1000 K brukes som transportmedium. Thorium blir oppsamlet på katoden og blir periodisk fjernet for videre prosessering. Edelmetall fisjonsprodukter (Zr, Mo, Ru, etc.) avsettes under anoden i elektrolysekaret. Aktinidene og sjeldne jordelementer av fisjonsproduktene forblir i saltsmelten. Dette saltet blir behandlet videre med elektrolytisk ekstraksjon. Dette er også en elektrokjemisk prosess som blir brukt for å bunnfelle aktinidene (tilstede som klorider) fra NaCl-KCl-smelten ved katoden i elektrolytten.

Denne teknologien er ennå ikke tilstrekkelig utviklet for å kunne bli benyttet i industriell skala.

7. STRÅLEVERN FOR MENNESKER OG MILJØ

Strålevern omfatter beskyttelse av mennesker og miljø mot negative virkninger påført av ioniserende stråling fra radionuklider. Desintegrasjonsskjedene fra Th-232 og U-238 inneholder en rekke radionuklider som sender ut α -, β - og γ -stråling. Under energiproduksjonen dannes andre radionuklider som sender ut α -, β - og γ -stråling, og noen av disse vil også være tilstede i avfallsproduktet. α -stråling har kort rekkevidde i luft og kan lett skjermes mot ekstern eksponering. Intern eksponering fra alfa-utsendende radionuklider som er til stede i cellene på grunn av inhalasjon eller opptak via mat og drikke, kan forårsake skadelige virkninger. Disse nuklidene er derfor betegnet som meget radiologisk giftige (radiotoksiske). Intern bestråling er også viktig for β -stråling, mens høyenergetisk β -stråling også kan bidra til ekstern bestråling som det må skjermes mot. Gammastråling har lang rekkevidde, ekstern eksponering er svært viktig og krever skjerming med for eksempel bly.

Når levende organismer utsettes for ioniserende stråling, dannes det frie radikaler som leder til oksidativt stress og DNA skader. Dette kan medføre reproduksjonsskader og skade på immunsystemet, mutasjoner og økt dødelighet. Ved svært høye doser (mange Sievert (Sv)¹²), kan det oppstå deterministiske effekter som akutt strålingssyke, mens ved kronisk lavdose eksponering kan mennesker utsettes for stokastiske effekter, som kreft.. Effekter av høye strålingsdoser på mennesker og de fleste organismer er velkjent, mens kunnskap om effekter av lave doser (mindre enn 50 mSv) er svak. Det er spesielt liten med informasjon om effekter av lave doser på andre organismer enn mennesket, og det pågår internasjonale forskningsprogram som studerer dette.

Det finnes ingen lover eller forskrifter som regulerer naturlig radioaktivitet i miljøet, men *Statens strålevern* gir råd dersom innendørs eksponeringen til radon er høy. For å beskytte mennesker mot "menneskeskapt" ioniserende stråling har *Statens strålevern* fastsatt konservative grenser for strålingsdoser: 1 mSv/år for allmennheten og 20 mSv/år for yrkeseksponerte arbeidere i nukleær industri. For de sistnevnte kan det gis tillatelse til en grense på 100 mSv i løpet av en sammenhengende femårsperiode, forutsatt at den effektive dosen ikke overskrider 50 mSv i ett enkelt år (*Lov om strålevern og bruk av stråling*). Disse grensene overensstemmer med internasjonale anbefalinger (ICRP). Ingen grenser er satt for miljøet. Videre gjelder også ALARA-prinsippet ("*As Low As Reasonable Achievable*") i Norge, og i henhold til dette prinsipp skal all stråleeksponering holdes "så lavt som praktisk mulig" når en tar i betraktning sosiale og økonomiske faktorer.

Bruken av thorium (Th) som energikilde innebærer:

Begynnelsen av brenselssyklusen		Avslutningen av brenselssyklusen		
Gruvedrift	Opparbeiding / Brenselfabrikasjon	Reaktordrift	Lagring av brukt brensel og repressering	Forvaring av avfall og brukt brensel

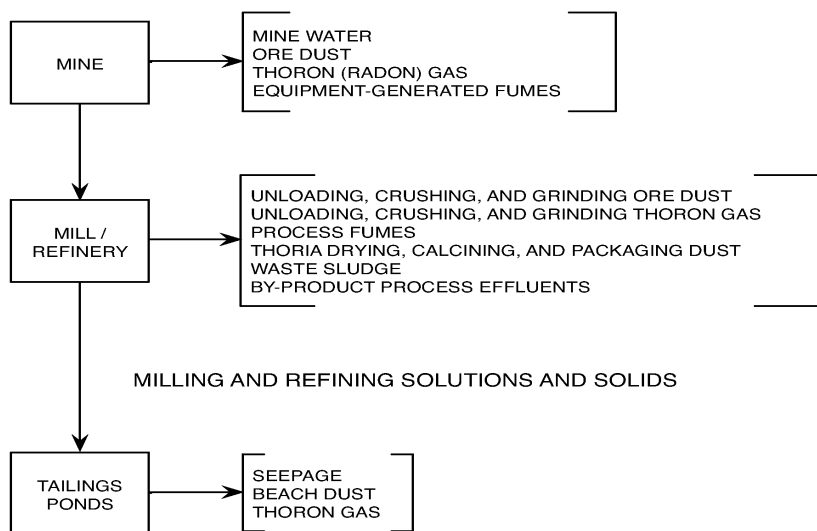
Dosebidraget fra thoriumsyklusen kan inndeles i eksponering i forbindelse med begynnelsen (gruvedrift, opparbeiding og brenselfabrikasjon) og eksponering i forbindelse med avslutningen av syklusen (drift, avfallslagring, repressering og avfallsforvaring).

¹² Enheter: Stråling sendt ut fra en kilde: Desintegrasjon pr. sekund = Becquerel (Bq)
 Stråling absorbert av levende organismer: Absorbert dose = Gray (Gy)
 Effekten av absorbert dose: Ekvivalent eller effektiv dose = Sievert (Sv)

7.1 Doser fra begynnelsen (*front end*) av thoriumsyklusen

Bidragstyperne til doser i første del (*front end*) av thoriumsyklusen (gruvedrift, oppredning og brenselproduksjon) er bare naturlig forekommende radionuklider. På grunn av den lange halveringstiden ($T_{1/2}$) til Th-232 (og U-238), er dosene fra ren Th-232 (og U-238) lav, men thoriummineraler vil også inneholde Th-228 ($T_{1/2} = 1,9$ år) som sender ut α -stråling. På samme måte som for uran er hovedbidragstyperne til stråling datternuklidene som sender ut α -stråling, slik som radium-isotoper (Ra) og polonium-isotoper (Po-216, Po-212) som dannes fra radon (Rn). Radiumisotoper, som er vannløselige, finnes ofte i grunnvann og radon er en edelgass som kan frigjøres fra mineraler, berg eller grunnvann, og som ikke reagerer med andre stoffer. Radium-, radon-, og datternuklidene dvs polonium- og bly-isotoper (Pb) kan derfor "forflyttes" fra sine opprinnelige deponier og bidra til doser for mennesker og miljø. På grunn av den korte halveringstiden til Rn-220 ($T_{1/2} = 55.6$ sekunder) som dannes fra Th-232 vil migrasjonen av radon være kort før det skjer en desintegrasjon til partikkel-reaktivt Po-216. Motsatt vil migrasjonen av Rn-222 ($T_{1/2} = 3,825$ dager) som dannes fra U-238 være mye lenger før desintegrasjon. I tillegg er halveringstidene til datterisotopene fra Rn-220 kortere og dermed deres konsentrasjoner lavere enn for datterisotopene fra Rn-222. På grunn av den korte halveringstiden for datterisotopen thallium (Tl-208), som sender ut høyenergetisk γ -stråling, vil det bare være små spor av denne nukliden til stede pr. kg thorium. Derfor er effekten av datterisotopene av radon fra thorium mindre og lettere å håndtere enn effekten av radondøtrene fra uran. De doser en mottar på en viss avstand fra en naturlig thoriumkilde vil derfor være mye mindre enn de doser en mottar fra en tilsvarende naturlig urankilde. Beskyttelse med hensyn på ekstern gammastråling fra knust stein og slagg kan derfor oppnås ved et relativt tynt lag leire. Tett inntil thoriumkilden (gruvedrift) kan dosen som mottas være sammenlignbar med eller litt høyere enn den en mottar ved urangruvedrift. Det bør understrekes at thoriumforekomster også kan inneholde uran (i konsentrasjoner i ppm (*parts per million*) området).

Teknologier for å beskytte miljøet i omgivelsene mot påvirkning fra gruvedrift og opparbeidingsvirksomhet av thorium ble grundig gjennomgått i USA i 1970-årene [147]. Avfallet kommer fra gruvedrift, steinknusing og opparbeiding av thorium (Figur 7.1). Siden slagghaugen som inneholder mesteparten av datterisotopene fra thorium, vil være en hovedkilde for potensielle utslipp til det omgivende miljøet, trengs det vanligvis overdekning med leire. Noen generelle forskjeller mellom begynnelsen (*front end*) av syklusen for thorium og uran er vist i Tabell 7.1. Informasjon om Rn-220 er imidlertid ikke tilgjengelig.



Figur 7.1: Typiske kategorier avfall fra gruvedrift og opparbeiding av thorium.

Radioaktiviteten i slagget kommer fra bergarter som brytes i gruen, og inneholder en liten prosentdel thorium som ikke er blitt ekstrahert i opparbeidingsprosessen, samt datternuklidene fra thorium som i utgangspunktet var i likevekt med thoriumet. Slagget fra noen gruver kan også inneholde uran og datternuklider. Datternuklidene til Th-232 har alle mye kortere halveringstider enn datternuklidene fra U-238. Det er derfor lettere å stabilisere avfall fra thoriumgruver enn fra urangruver [147].

Radioaktivitet fra Ra-228 og dets datternuklider vil nesten være redusert til null 50 år etter at slagghaugen er stabilisert. På det tidspunktet vil mesteparten av radioaktiviteten komme fra rest-thorium og rest-uran (hvis dette er til stede) og deres datternuklider. Siden halveringstiden for Rn-220 ($T_{1/2} = 54,5$ sekunder) fra Th-232 er kortere enn halveringstiden for Rn-222 ($T_{1/2} = 3,825$ dager) fra U-238, kan overdekningen over slagghaugene fra thoriumgruver være mye tynnere enn for uran (6000 ganger). En overdekning med 0,5 m jord vil knapt redusere radon eksponeringen fra slagghauger etter urangruver, mens dette vil gi en signifikant reduksjon av radon eksponering fra slagghauger etter thoriumgruver [147].

Tabell 7.1: Generelle forskjeller mellom thorium- og uranmineraler ved gruvedrift og opparbeiding.

	Thoriummineraler	Uranmineraler
1	Finnes i vulkanske eller krystallinske bergarter	Finnes i sedimentære bergarter (sandstein)
2	Form: noder tett innsatt i bergmatrisen	Form: Fine partikler rundt sandkjerner
3	Opparbeidingsmaterialet må males til høy finhetsgrad	Opparbeidingsmaterialet trenger bare moderat knusing og maling
4	Høyt silisiuminnhold	Lavt silisiuminnhold
5	Gravitasjonsseparasjon er vanskelig	Gravitasjonsseparasjon er lettere
6	Høyt søleinnhold i mølleavfallet	Høyt sandinnhold i mølleavfallet
7	Mineralogi, klimatiske forhold og topografi er forskjellig fra nåværende uranforekomster	Nåværende gruver er for det meste i sure områder
8	Høyt innhold av pyritt og sulfider kan påvirke gruvevannets pH verdi	pH er vanligvis omtrent 7 (nøytralt)
9	Egenskapene til thoron (radon-220) er ikke godt kjent	Radon-222 er bedre forstått
10	Datterisotopene til radium-228 og radium-224 har korte halveringstider (6.7 år og 3.69 dager) og krever kortvarig kontroll og oppbevaring	Datterisotopene til thorium-230 og radium-226 har lange halveringstider (1622 år og 75 200 år) og krever langvarig kontroll og oppbevaring
11	Thoron (radon-220) har kort halveringstid (54.5 sekunder). Kreves kortere tid for å filtreres og mindre overdekning for å innesluttet	Radon-222 har lengre halveringstid (3.825 dager). Kreves lengre tid for å filtreres og større overdekning for å innesluttet
12	Sannsynligvis større risiko for gruvearbeiderne	Sannsynligvis ikke så stor risiko for gruvearbeiderne

Brenselsfabrikasjon: Thorium-, uran- og plutoniumoksider har svært like termodynamiske og termofysikalske egenskaper. Stråleverntiltak i forbindelse med fabrikasjon av oksidbrensel for Th-232 og U-233 vil derfor tilsvare de tiltak som brukes ved den velkjente produksjonen av urandioksid- og blandingsoksidbrensel.

7.2 De radiologiske forholdene i Fensområdet

Mineraler med høye thoriumkonsentrasjoner er blitt oppservert i forskjellige norske fylker: i Oslofeltet, i Vestfold, i Aust-Agder, Nord-Trøndelag, Nordland og i Fensfeltet i Telemark (Kapittel 3: Thoriumressurser i Norge). Fensfeltet er blitt betraktet som den mest lovende forekomsten, med thoriumkonsentrasjoner opp mot ca. 0,1 – 0,4 wt%.

Doser til mennesker og miljø fra Fensfeltet skyldes de høye strålingsnivåene fra Th-232 (Tabell 7.2 [15]) og forekomsten av uran i bergartene rødberg (Th-232 i gjennomsnitt 3100 Bq/kg og kan nå 5000 Bq/kg, nivået fra Ra-226 som dannes fra U-238 kan komme opp i 120 Bq/kg) og rauhaugitt (Ra-226 opp mot 300 Bq/kg). Typiske strålingsnivåer fra thorium i nordiske bergarter er i området fra 0,5 til 350 Bq/kg, og nivået fra thorium målt i rødberg er det høyeste som noen gang er målt i norsk bergarter [15]. Nivåene av Ra-226 som dannes fra U-238 i rødberg og rauhaugitt er også høye, konsentrasjoner over 100 Bq/kg er vanligvis bare funnet i svartskifer og granitter med høye radiumnivåer. Den totale effektive dose fra naturlig bakgrunns-stråling som den norske befolkning blir utsatt for er for tiden anslått til 2.9 mSv per år, mens utsatte grupper i Fen lett kan motta mer enn 10 mSv per år [15]. Basert på en relativt ny undersøkelse bidrar de forhøyede konsentrasjonene av thorium og uran og deres datternuklider til de høyeste utendørs og innendørs eksponeringer av gammastråling for mennesker som noen gang er rapportert i Norge, og er blant de høyeste i Europa. Thorium, medfølgende radionuklider og metaller er forventet å være et miljøproblem i Fensfeltet på grunn av forekomsten av rødberg og rauhaugitt som inneholder thorium. Det antas at radionuklidene kan mobiliseres fra mineraloverflater, spesielt ved flom og perioder med sur nedbør. Mobilisering kan bidra til dannelse av biotilgjengelige radionuklide/metall-forbindelser som er biotilgjengelig som kan akkumuleres i flora og fauna og bidra til intern dose. Ekstern og intern eksponering av radionuklider kan forårsake biologiske effekter som er relevante for reproduksjon og vekst, spesielt hvis det oppstår synergieffekter med metaller. Imidlertid er ikke doser til mennesker og miljø fra naturlig stråling i prinsippet regulert av myndighetene. Hvis ”menneskeskapte” virksomheter som gruvedrift igangsettes, vil sannsynligvis *Lov om strålevern og bruk av stråling* revideres.

Tabell 7.2: Aktivitetskonsentrasjoner av Th-232, Ra-226 (fra U-238) og kaliumisotopen K-40 i bergprøver fra det sentrale Fensfeltet og omliggende områder.

Bergart	Antall prøver	Th-232 (Bq/kg) ^{a)}	Ra-226 (Bq/kg) ^{b)}	K-40 (Bq/kg) ^{c)}
		Gjennomsnittlig variasjonsområde	Gjennomsnittlig variasjonsområde	Gjennomsnittlig variasjonsområde
Rödberg	9	3100 (390 - 5900)	70 (20 - 110)	310 (60 - 430)
Rauhaugitt	9	600 (290 - 930)	120 (40 - 300)	60 (40 - 70)
Sövitt	9	80 (20 - 190)	20 (10 - 60)	30 (20 - 40)
Fenitt	8	130 (20 - 200)	50 (40 - 80)	1060 (750 - 1500)
Før-kambrisk Gneiss ^{d)}	3	66 (68 - 63)	45 (43 - 46)	-

a) 4 Bq/kg Th-232 tilsvarer 1 ppm Th, ved radioaktiv likevekt.

b) 12.3 Bq/kg Ra-226 tilsvarer 1 ppm U, ved radioaktiv likevekt.

c) 310 Bq/kg K-40 tilsvarer 1 % K.

d) Utenfor det sentrale Fensfeltet.

7.3 Doser relatert til avslutningen (*back end*) av thoriumsyklusen

Stråling relatert til avslutningen (*back end*) av thoriumsyklusen og sikkerhetsaspektene knyttet til dette er diskutert i kapittel 6. Doser til mennesker og miljø vil variere med brenselssammensetning, reaktorsystem og driftsforhold. Det er fordeler ved å bruke thorium i termiske reaktorer med åpen brenselssyklus, særlig hvis U-233 eller U-235 (HEU) brukes som tilsatsmateriale. Dersom utbrenningen av thoriumbrensel kan forlenges, er avfallet mindre radiotoksisk opp til 20 000 år, og kanskje av større viktighet, avfallet har mindre volum enn når en bruker anriket uran. Den lukkede thoriumsyklusen er bedre med hensyn til langvarig radiotoksisk avfall enn U/Pu-brensel, særlig hvis en bruker hurtigreaktorer.

Thoriumbaserte brenselssyklus (Th/U) produserer mye mindre plutonium og tilknyttede aktinider enn uranbasert brensel. Generering av Pa-231, Th-229 og U-233 og deres datterisotoper gir de dosebidrag som volder mest bekymring. Men radioaktiviteten til avfallet fra en thoriumsyklus synes å være betydelig mindre enn for en standard U/Pu-syklus under samme betingelser. Dette er en fordel ved thoriumbaserte brenselstyper og er blitt bekreftet i mange studier, senest i den EU-støttede undersøkelsen: ”*Thorium som en opsjon for avfallshåndtering*” [138].

7.4 Sikkerhet og ulykker

Etter installasjon og drift av den første nukleære reaktoren i USA har det vært en rekke hendelser og noen store ulykker (klassifikasjon 6 eller 7 på den internasjonale skala for nukleære hendelser (*International Nuclear Event Scale, INES*)) for reaktorer med uranbrensel. Dessuten har det forekommet et antall kritikalitetsulykker (*off-line*), i forbindelse med brenselproduksjon eller ved håndtering av brukt brensel. IAEA har registrert alle hendelser i forbindelse med reaktorulykker, mens UNSCEAR også har samlet informasjon om kritikalitetsulykker og dødsfall i forbindelse med slike ulykker [149].

De fleste kritikalitetsulykkene skjedde i den første tiden fra 1940- til 1960-årene. Den siste ulykken skjedde i Japan i 1990-årene på grunn av menneskelig svikt. Tilsvarende skjedde de fleste ulykkene knyttet til kjernekraftreaktorer i 1950- og 1960-årene ved prototypreaktorer, militære reaktorer, *Generasjon-I* reaktorer og tidlige *Generasjon-II* reaktorer. Blant alle hendelser har det forekommet tre alvorlige reaktorulykker. I 1957 oppsto en grafittbrann i en tidlig-designet, luftkjølt, grafittmoderert, metallisk uranreaktor i Windscale i Storbritannia. To slike reaktorer var i drift fra 1951 til 1957, da begge ble avstengt på grunn av brannen. En alvorlig ulykke forårsaket av menneskelig svikt inntraff i 1979 i Harrisburg i en av *Three Mile Island* reaktorene. Reaktoren var en *Generasjon-II* trykkvannsreaktor. På grunn av sikkerhetstiltak slik som reaktorinneslutning slapp det bare ut små mengder gass, for det meste edelgasser til miljøet. I 1986 i Tsjernobyl inntraff den verste atomulykken som noen gang har skjedd i en kjernekraftreaktor (en grafittmoderert reaktor) forårsaket av menneskelig svikt og konstruksjonsforhold ved reaktoren (positiv dampkoeffisient). Ulykken førte til utslipp av flere tonn uranbrensel og fisjonsprodukter fordi det manglet reaktorinneslutning. Noen få slike reaktorer er fremdeles i drift i Russland. Basert på rapporten fra *Tsjernobylforumet* (*Chernobyl Forum*) (IAEA, WHO, FAO) som oppsummerer konsekvensene 20 år etter Tsjernobylulykken [150], var utslippet $14 \cdot 10^{18}$ Bq, 340 000 mennesker ble evakuert, totalt 62 mennesker døde som følge av ulykken, enten på grunn av brannen eller strålingsrelaterte sykdommer som skjoldbruskkjertelkreft (omtrent 6000 barn ble syke, 15 døde og resten ble friske ved behandling) og de sosiale og økonomiske konsekvensene var store. Virkninger av strålingen på miljøet ble observert (skogsdød) de første årene etter ulykken. I følge vitenskapsmennene i *Forumet* er det biologiske mangfoldet (biodiversiteten) større i dag 20 år etter ulykken enn før ulykken. De tilskriver denne omstendigheten til det faktum at 340 000 mennesker ble evakuert slik at miljøet

ikke lenger påvirkes av menneskelige aktiviteter. Selv om det gjenstår å se langtidsvirkningene, er helse- og miljøkonsekvensene som direkte kan knyttes til strålings-eksponering betydelig mindre alvorlige enn det som hevdes av mange organisasjoner.

Som følge av disse ulykkene er det blitt gjennomført betydelige forbedringer innen reaktor-sikkerhet og i håndtering av nukleære materialer, både med hensyn til teknologi og sikkerhetskultur. Dette gjelder særlig for *Generasjon-III* reaktorene og i planleggingen av *Generasjon-IV* reaktorer. Den største kjernekraftreaktoren i verden, som nå bygges i Finland, er en *Generasjon-III+* reaktor. Inneslutningen er konstruert for å motstå både et sammenstøt med et jumbojet og en kjernenedsmelting.

ADS-systemet er et underkritisk system der den effektive nøytronmultiplikasjonsfaktoren på grunn av konstruksjonen er mindre enn én. Derfor er sikkerhetsaspektene deterministiske. Systemet er og forblir alltid underkritisk og ulykker av Tsjernobylytypen er ikke mulig.

7.5 Strålevernloven

Siden thorium og datternuklidene er radioaktive stoffer, og siden det produseres radioaktive nuklider i en kjernekraftreaktor eller et ADS, så er *Statens strålevern (Strålevernet)* hovedtilsynsmyndigheten med hensyn til strålevern av personell (yrkeseksponert gruppe), allmennheten og miljøet. Statens strålevern er den nasjonale fagmyndighet innen strålevern og atomsikkerhet og forvalter atomenergiloven og strålevernloven med forskrifter samt internkontrollforskrifter. Strålevernet er et direktorat underlagt *Helse og omsorgsdepartementet (HOD)* og er dessuten et fagdirektorat for *Miljøverndepartementet (MD)* og *Utenriksdepartementet (UD)*. Strålevernet betjener også andre departementer i spørsmål knyttet til stråling og strålesikkerhet. Strålevernet er derfor blitt bedt om å oppsummere kravene som dagens lovgivning og forvaltnings setter med hensyn på strålevern av mennesker og miljø (Appendiks D1).

De viktigste lover og forskrifter som angår strålevern for mennesker og miljø i Norge er følgende:

1. *Forskrift om arbeid med ioniserende stråling (14. juni 1985, nr. 1157)*
2. *Lov om strålevern og bruk av stråling (Strålevernloven) (12. mai 2000, nr. 36)*
3. *Forskrift om strålevern og bruk av stråling (Strålevernforskriften) (21. november 2003, nr. 1362)*

Andre lover og forskrifter som også er høyst relevante er beskrevet i kapittel 8.

Strålevernloven og Strålevernforskriften omhandler blant annet:

1. *Generelle krav (grunnleggende strålevernprinsipper)*
2. *Kompetanse og opplæring*
3. *Risikovurdering og beredskap*
4. *Krav om godkjenninger (strålevernforskriften paragraf 5)*
5. *Yrkesmessig eksponering til ioniserende stråling*
6. *Spesielle bestemmelser angående utslipp til miljøet og om håndtering av avfall som sender ut ioniserende stråling*
7. *Strålevernets tilsynsrolle*

De viktigste områdene er sammenfattet nedenfor:

Generelle krav: Grunnleggende strålevernprinsipper, dvs. ALARA-prinsippet ("As Low As Reasonably Achievable", tilsier at all stråleeksponering skal holdes så lavt som praktisk mulig), (berettigelse, optimalisering og dosegrenser) er beskrevet. Prinsippene overensstemmer med internasjonale anbefalinger (ICRP).

Import av thorium reguleres av forsvarlighetprinsippet (Strålevernloven, paragraf 5). Strålevernet kan på visse vilkår forby slik import i følge paragraf 20: *Forbud mot import og salg: Statens strålevern kan nekte import eller omsetning av ethvert produkt eller stoff og enhver vare som kan medføre en helse-miljørisiko på grunn av stråling, forutsatt at dette ikke strider mot internasjonale avtaler som Norge er tilsluttet.*

Krav til godkjenning

Virksomhet som har som formål å produsere, benytte eller håndtere stoffer som sender ut ioniserende stråling trenger godkjenning fra Statens strålevern, f. eks. virksomhet som angår:

- Utslipp av radioaktive stoffer
- Anlegg for behandling, lagring eller forvaring av radioaktivt avfall
- Import og eksport av radioaktivt avfall

De eksisterende lover og forskrifter for strålevern inneholder imidlertid ingen krav til godkjenning for gruvedrift og opparbeiding av thorium. Et slikt krav vil bli vurdert i fremtidige revisjoner av loverket.

Yrkesmessig eksponering til ioniserende stråling

Strålevernforskriften gir bestemmelser om yrkesmessig eksponering i paragraf 21: Dosegrenser (utdrag):

All stråleeksponering skal holdes så lavt som praktisk mulig, og følgende dosegrenser skal ikke overskrides:

a) Dosegrensen for arbeidstakere over 18 år er 20 mSv per kalenderår. Statens strålevern kan gi dispensasjon for enkeltpersoner, der det av hensyn til arbeidets art ikke er praktisk mulig å fastsette en årlig grense på 20 mSv. Det kan i slike tilfeller gis tillatelse til å praktisere en grense på 100 mSv over en sammenhengende 5-årsperiode, under forutsetning av at effektiv dose ikke overstiger 50 mSv i noe enkelt år.

Grenseverdiene for yrkeseksponering er i overensstemmelse med internasjonale grenseverdier.

Bestemmelser angående det ytre miljø

Virksomhet som innebærer behandling, lagring, avfall og utslipp er regulert av godkjenningskrav i *Strålevernforskriften*, Kapittel V. Regulering av utslipp, paragraf 23 omhandler krav angående utslipp. Virksomhetene skal benytte beste tilgjengelige teknologi, slik at utslipp til miljø unngås eller holdes på laveste mulige nivå. Paragraf 24 og 25 regulerer bruk av tiltak for å motvirke enhver skade eller ulempe som kan forårsakes av forurensning og avfallsbehandling. Avfallsbehandlingen skal foregå med beste tilgjengelige teknologi og generere minst mulig avfall, ut fra på en samlet vurdering av nåværende og fremtidig bruk av miljøet.

Sikkerhetstiltak og kriseberedskap

Statens stråleverns rolle med hensyn til sikkerhetstiltak og kriseberedskap er beskrevet i flere paragrafer i *Atomenergiloven*.

Norge har etablert en kriseorganisasjon ("Kriseutvalget for atomulykker") i tilfelle det skjer en nukleær hendelse i Norge eller om norske områder berøres av en slik hendelse i utlandet. Norge har også sluttet seg til alle IAEA-konvensjoner angående strålevern, strålingssikkerhet og ikke-spredning. Enhver potensiell fremtidig kjernekraft i Norge vil imidlertid kreve nye lover og forskrifter i tillegg til eksisterende. Slik lovgivning kan baseres på eksisterende internasjonale retningslinjer og forskrifter, f.eks. IAEOs sikkerhetsstandarder for:

- Strålevern
- Atomsikkerhet
- Virksomhet som kan produsere stoffer som avgir stråling (f. eks. gruvedrift)
- Avfallshåndtering og avfallslager/deponi

For å oppsummere: Når man ser på hele thoriumsyklusen, og tar gruvedrift og opparbeiding av thorium med i betraktningen, ser man at det er mangler i eksisterende lover og forskrifter. Mulig innføring av kjernekraft i Norge vil kreve en revidering av *Strålevernloven* og/eller *Strålevernforskriften* for å sikre at lovbestemmelsene er i samsvar med *Atomenergiloven*.

8. LOVER OG FORSKRIFTER

Bruk av thorium som en energikilde kan inndeles i flere scenarier, f. eks.:

1. *Utnyttelse av norske thoriummineraler, dvs. gruvedrift og opparbeidingsvirksomhet*
2. *Import av thorium til Norge eller eksport av thorium fra Norge.*
3. *Bygging av en thoriumbasert kjernereaktor i Norge*
4. *Bygging av et thoriumbasert ADS (akseleratordrevet) kjernekraftverk i Norge*

Disse scenariene vil underlegges ulike nasjonale regelverk som forvaltes av forskjellige forvaltningsorganer. Siden Statens strålevern (Strålevernet) er den nasjonale fagmyndighet innen strålevern og atomsikkerhet og forvalter lover og forskrifter som angår strålevern og atomenergi, har Strålevernet blitt spurt om å sammenfatte kravene som eksisterende lovverk setter for bruk av thorium som en energikilde i Norge (se Appendiks D1). I tillegg til lover og forskrifter forbundet med strålevern (Kapittel 7) vil de viktigste norske regelverk som vil gjelde for slik nukleær virksomhet i Norge omfatte:

- Lov om bergverk (30. juni 1972)
- Lov om erverv av vannfall, bergverk og annen fast eiendom mv. (industrikonsesjonsloven) (14. desember 1917)
- Plan- og bygningsloven (14. juni 1985 Nr. 77)
- Forskrift om konsekvensutredninger (om miljøpåvirkninger) (1. april 2005 Nr. 276)
- Atomenergiloven (12. mai 1972)
- Forskrift om fysisk beskyttelse av nukleære materialer (2. november 1984)
- Forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer (12. mai 2000)
- Lov om produksjon, omforming, overføring, omsetning, fordeling og bruk av energi m.m. (Energiloven)
- Lov om vern mot forurensninger og om avfall (forurensningsloven, 13. mars 1981, Nr. 6) med forskrifter
- Lov om arbeidsmiljø, arbeidstid og stillingsvern mv. (arbeidsmiljøloven, 17. juni 2005, Nr. 62)
- Forskrift om helse-, miljø og sikkerhetsarbeid i virksomheter (internkontrollforskriften) (6. desember 1996, Nr. 1127)

Videre har Norge sluttet seg til en rekke relevante konvensjoner og internasjonale avtaler der de viktigste er Konvensjonen vedrørende kjernefysisk sikkerhet (1994), Traktaten om ikke-spredning av kjernevåpen (1968), Felleskonvensjonen om sikkerhet ved håndtering av brukt kjernebrensel og sikkerhet ved håndtering av radioaktivt avfall (1997), Konvensjonen om fysisk beskyttelse av nukleært materiale og nukleære anlegg (1980, endret 2005) og Pariskonvensjonen om erstatningsansvar på atomenergiens område (1960) (se Appendiks D1).

8.1 Utvinning av thoriummineraler i Norge: Gruvedrift og opparbeiding av thorium

Gruvedrift og opparbeiding av thorium vil vurderes ut fra generelt regelverk om bergverk, som:

- Lov om bergverk (myndighetsorgan: Nærings- og handelsdepartementet).
- Industrikonsesjonsloven (myndighetsorgan: Olje- og energidepartementet).

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

- Plan- og bygningsloven (myndighetsorgan: Miljøverndepartementet).

Siden gruvedrift og opparbeiding av thorium kan forårsake forurensning av miljøet, vil følgende lover og forskrifter også komme til anvendelse:

- Forurensningsloven (myndighetsorgan: Miljøverndepartementet).
- Forskrift om konsekvensutredninger av miljøpåvirkning (myndighetsorgan: Miljøverndepartementet).

Siden thorium og dets datternuklider er radioaktive vil *Strålevernloven*, *Strålevernforskriften*, *Forskrift om arbeid med ioniserende stråling* og *Lov om arbeidsmiljø, arbeidstid og stillingsvern* være av vesentlig betydning dersom en thoriumbasert industrivirksomhet skal igangsettes. Godkjenningskrav for gruvedrift og opparbeiding av thorium er imidlertid ikke inkludert i eksisterende regelverk for strålevern.

8.2 Import av thorium til Norge og eksport av thorium fra Norge

Import og eksport av thorium vil kreve godkjenning ifølge:

- Forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer (import: paragraf 3 og eksport: paragraf 11 og 12).

Import av thorium er også underlagt forsvarlighetsbegrepet (Strålevernloven paragraf 5) og i henhold til loven: ” *Statens strålevern kan nekte import eller omsetning av ethvert produkt og enhver vare som kan medføre en helse-miljørisiko på grunn av stråling, forutsatt at dette ikke strider mot internasjonale avtaler som Norge er tilsluttet.*

I tilfeller der det er gitt eksportgodkjenning, må eksporten meldes til Statens strålevern og til Utenriksdepartementet.

8.3 Anrikning, brenselproduksjon, drift og avfallsdeponering

Olje- og energidepartementet er ansvarlig for kjernekraftverk og *Helse- og omsorgsdepartementet* er ansvarlige for andre nukleære anlegg. Det relevante regelverket for slik virksomhet vil være:

- Plan- og bygningsloven
- Forskrift om konsekvensutredninger (av miljøpåvirkning)
- Atomenergiloven
- Strålevernloven
- Strålevernforskriften
- Energiloven
- Forurensningsloven

Atomenergiloven med forskrifter omfatter:

- Konesjon for oppføring, eierskap og drift av atomanlegg samt løyve
- Tilsynsoppgaver til Statens strålevern
- Sikkerhetstiltak og beredskap
- Gebyr og avgift
- Atomansvaret (erstatning og forsikring)
- Kontroll med fredelig utnytting av atomenergi

Atomenergiloven tar utgangspunkt i et sett med definisjoner (utdrag):

“ (a) atombrensel: spaltbart stoff som består av uran eller plutonium i metallisk form, i legering eller i kjemisk forbindelse, samt annet spaltbart stoff som departementet måtte bestemme;

(b) radioaktivt produkt: annet radioaktivt stoff (herunder avfall) som er dannet eller blitt radioaktivt ved bestråling i forbindelse med framstilling eller bruk av atombrensel;

(c) atomsubstans: atombrensel, bortsett fra naturlig uran og utmagret uran, samt radioaktivt produkt, unntatt radioisotoper som brukes til industrielt, kommersielt, jordbruksmessig, medisinsk, vitenskapelig eller undervisningsmessig formål eller som er bestemt for og uten videre brukelige til et slikt formål;

(d) atomreaktor: innretning som inneholder atombrensel under slike forhold at spaltning av atomkjerner kan oppstå i den og selv holde seg ved like i kjedereaksjon uten nøytrontilførsel fra annen kilde;

(e) atomanlegg: atomreaktoranlegg, fabrikk for framstilling eller behandling av atomsubstans, fabrikk for separasjon av isotoper i atombrensel, fabrikk for opparbeiding av bestrålt atombrensel, innretning for lagring av atomsubstans, bortsett fra innretning som er bestemt til bare å brukes til midlertidig oppbevaring under transport, og etter departementets nærmere bestemmelse annen innretning der det finnes atombrensel eller radioaktivt produkt;”

Videre omfatter kravet om konsesjonsplikt for atomreaktorer:

- uranbaserte kjernekraftverk
- thoriumbaserte kjernekraftverk der thorium er brukt sammen med uran eller plutonium for å holde kjedereaksjonen i gang

Ifølge Statens strålevern vil en reaktor som baseres på bruk av en akselerator og rent thoriumbrensel ikke omfattes av lovens begrep ”atomreaktor” da systemet vil være avhengig av en ekstern proton- eller nøytronkilde for å holde kjedereaksjonen i gang (se Appendiks D1). Atomenergiloven vil derfor måtte endres for at et thoriumbasert akseleratordrevet system (ADS) skal dekkes.

Energiloven omfatter krav om konsesjon for produksjon, omforming, overføring og fordeling av høyspent elektrisk energi. Konsesjonssøknadsprosessen er beskrevet i Appendiks D1. Det er også et gebyr for å søke om konsesjon og en avgift for tilsyn av nukleære anlegg som spesifisert i Atomenergiloven, paragraf 57.

8.4 Oppføring av en thoriumbasert atomreaktor i Norge

Konsesjon og løyve for oppføring, eierskap og drift av atomanlegg er regulert av Atomenergiloven med forskrifter.

Virksomhet tilknyttet norsk thoriumbasert kjernekraft vil blant annet være regulert av følgende lover og forskrifter: Plan- og bygningsloven med forskrifter, Atomenergiloven med forskrifter, Strålevernloven, Energiloven og Forurensningsloven med forskrifter. En rekke relaterte forskrifter vil også være relevante, som Lov om produksjon, omforming, overføring, omsetning, fordeling og bruk av energi m.m. (Energiloven), Lov om arbeidsmiljø, arbeidstid og stillingsvern, osv.

Dersom kjernekraft skal etableres i Norge, er det ifølge Statens strålevern behov for en total gjennomgang av Atomenergiloven, samt behov for utfyllende forskrifter, blant annet om

atomsikkerhet og internkontroll (se Appendiks D1). Slike utfyllende forskrifter kan baseres på internasjonale krav og retningslinjer. Det vil også kunne være behov for enkelte endringer i strålevernloven og/eller strålevernforskriften. Det er blant annet behov for å forskriftsfeste godkjenningskrav (godkjenning fra Statens Strålevern) til utvinning av thorium (gruvedrift og opparbeiding) (Appendiks D1).

8.5 Etablering av et thoriumbasert ADS i Norge

Ifølge Statens strålevern er Atomenergiloven rettet mot atomreaktorer som bruker uranbrensel og thoriumbrensel der uran eller plutonium blir brukt sammen med thorium for å holde kjedereaksjonen i gang. En reaktor som er basert på bruk av en masseakselerator og rent thoriumbrensel, faller ikke innunder det nåværende juridiske begrepet "atomreaktor", fordi et slikt system er avhengig av en ekstern kilde for akselererte protoner eller nøytroner for å holde kjedereaksjonen i gang. Følgelig må definisjonene i Atomenergiloven endres for å innbefatte et thoriumbasert akseleratordrevet system.

8.6 Sikkerhetstiltak og kriseberedskap

Norge har etablert en kriseberedskapsorganisasjon ("*Kriseutvalget for atomulykker*") i tilfelle det inntreffer nukleære hendelser i Norge eller hendelser i andre land har virkninger på norske landområder. "*Kriseutvalget for atomulykker*" ledes av Statens strålevern og en rekke rådgivere fra forskjellige departementer, institusjoner og organisasjoner eller institutter er knyttet til Kriseutvalget. Norge har også ratifisert alle konvensjoner under IAEA som omhandler strålevern, strålingssikkerhet og ikke-spredning. Mulig framtidig kjernekraft i Norge vil likevel kreve ytterligere lovregulering. Slikt regelverk vil i stor grad kunne implementeres fra internasjonale retningslinjer og øvrig internasjonalt regelverk, slik som fra IAEA Safety Standards¹³ for:

- Strålevern
- Kjernefysisk sikkerhet
- Strålingsrelaterte aktiviteter (f.eks. gruvedrift for utvinning av reaktorbrensel)
- Avfallshåndtering og -deponering

8.7 Atomansvar (erstatning og forsikring)

Pariskonvensjonen med tilleggsprotokoller er gjennomført i Kapittel 3 i *Atomenergiloven*.

8.8 Kontroll med fredelig utnytting av atomenergi

Norge er tilsluttet avtale om internasjonal sikkerhetskontroll:

- Avtale mellom Norge og Det internasjonale atomenergibyrå (IAEA) om utføring av sikkerhetskontroll i forbindelse med traktat om ikke-spredning av kjernevåpen (1. mars 1972) og
- Tilleggsprotokoll til Avtale mellom Norge og Det internasjonale atomenergibyrå (IAEA) om utføring av sikkerhetskontroll i forbindelse med traktaten om ikke-spredning av kjernevåpen (29. september 1999).

Paragraf 51: *Kontroll av fredelig utnytting av atomenergi* i Atomenergiloven (for detaljer, se Appendiks D1).

¹³ EURATOM-direktiver vil også bli vurdert i dette arbeidet i tillegg til svensk og finsk lovgivning for kjernekraft.

8.9 Konklusjoner

Virksomhet relatert til norsk thoriumbasert kjernekraft vil blant annet reguleres gjennom følgende lover: *Plan- og bygningsloven*, *atomenergiloven*, *strålevernloven*, *energiloven* og *forurensningsloven*, og alle tilknyttede forskrifter. Utvinning av thorium vil i tillegg måtte vurderes ut fra *bergverksloven* og *industrikonsesjonsloven*. Import av thorium til Norge og eksport av thorium fra Norge reguleres av *Forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer*. Hovedregelen er at import og eksport av thorium krever løyve.

Det er imidlertid behov for revidert eller utfyllende regelverk i forbindelse med thoriumbasert kjernekraft. Et konvensjonelt kjernekraftverk basert på thoriumbrensel vil sannsynligvis dekkes av eksisterende konsesjonskrav i atomenergiloven, mens et thoriumbasert akseleratordrevet system (ADS) ikke er dekket av nåværende atomenergilov. Atomenergilovens definisjoner vil følgelig måtte endres for å inkludere enhver form for thoriumkraftverk. I tilfelle norsk kjernekraft etableres vil det være behov for en total gjennomgang av atomenergiloven, samt behov for utfyllende forskrifter, blant annet om atomsikkerhet og internkontroll. Slike utfyllende forskrifter kan baseres på internasjonale krav og retningslinjer. Det vil også kunne være behov for enkelte endringer i strålevernloven og/eller strålevernforskriften, f.eks. å forskriftsfeste at gruvedrift knyttet til thorium skal kreve godkjenning fra Statens strålevern.

9. IKKE-SPREDNING

Det er nå kjent at 9 land har kjernevåpen; USA, Russland (tidligere USSR), Storbritannia, Frankrike, Kina, India, Israel, Pakistan og Nord-Korea. To av disse, Israel og Nord-Korea, har ikke sivil kjernekraft. I de andre 7 landene ble beslutningen om å bygge våpen tatt før utvikling av sivil kjernekraft. Ett unntak er Pakistan, hvor sivil kjernekraft ble startet i 1972, før våpenprogrammet på 80-tallet. Imidlertid ble det fissionable materialet for våpnene skaffet til veie fra en separat anrikningsindustri som var uten forbindelse til det sivile kjernekraftprogrammet.

Å forhindre kjernefysisk krig er ytterst viktig. Sikkerhetstrusselen som skyldes spredning av kjernevåpen har ført til opprettelsen av det internasjonale nukleære ikke-spredningsarbeidet som omfatter et nettverk av traktater, institusjoner og sikkerhetskontroller. Grunnsteinen er ikke-spredningsavtalen "*Treaty on the Non-proliferation of Nuclear Weapons*" (NPT), som støttes av sikkerhetskontroller utført av Det internasjonale atomenergibyrået (IAEA). NPT har som målsetning å forhindre spredning av kjernevåpen, fremme, og til slutt oppnå, kjernefysisk nedrustning, og å fremme fredelig bruk av kjernekraft. Til sammen har 189 land sluttet seg til NPT; India, Pakistan og Israel har aldri sluttet seg til, og Nord-Korea hevder å ha trukket seg. NPT-avtalen har vært, og er fortsatt, en viktig pilar i norsk utenrikspolitikk [151].

I dag benyttes kjernekraft i 31 land med til sammen 439 reaktorer, og det er planer om 200 nye reaktorer i løpet av de neste 20 årene. Nesten alle planene er i land som allerede har kjernevåpen eller godt utviklede ikke-spredningstiltak.

Fisjonsbomber lages enten av uran-235 (U-235) eller av plutonium-239 (Pu-239). U-235 produseres ved å anrike naturlig uran til over 90 vektprosent av U-235 enten ved diffusjons- eller sentrifuge-metoder. Vanlige lett vannsreaktorer trenger en anrikning opp til 3 - 5 vektprosent U-235 for at brenselet skal være anvendelig. Reprosesseringen og resirkuleringen av brukt brensel som trenges for sivil kjernekraft kan også føre til avledning av fissilt materiale. Derfor er det helt klart nødvendig å ha streng internasjonal kontroll med brenselssyklusen under ledelse av IAEA for å forhindre enhver fremtidig overføring av fissilt materiale til våpenområdet.

Ett prosjekt som IAEA har tatt initiativet til er "*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*" (INPRO). Hensiktene med INPRO er å hjelpe til å sørge for at bærekraftig kjernekraft er tilgjengelig i det 21. århundre, bringe sammen alle interesserte medlemsland i IAEA for å oppnå nyskaping innen reaktorer og brenselssykluser med iboende sikkerhet, minimalisere spredningsrisikoen, og å skape en prosess som involverer både relevante interessenter og pågående initiativ på nasjonalt og internasjonalt nivå.

I dag utvikles sivil kjernekraft svært åpent, ofte i internasjonalt samarbeid. Ett slikt samarbeid er "*Generation IV International Forum*" (GIF) hvor ambisjonen er å utvikle reaktorer uten risiko for avledning av fissilt materiale til våpensektoren. Formeringsreaktorene som vurderes i GIF-samarbeidet trenger ikke anrikningsanlegg, den planlagte reprosesseringen skal finne sted på anlegget og inkluderer flere useparerte transuraner som ikke er egnet til bombeproduksjon.

For tiden diskuteres flere initiativ for å skjerpe kontrollen med brenselssyklusen. Ett av dem er "*Global Nuclear Energy Partnership*" (GNEP)-initiativet som er foreslått av USA. Nasjoner med sikre nukleære metoder (brenselssyklusstater) skaffer ferskt brensel og tar tilbake brukt brensel fra nasjoner som går med på å bruke kjernekraft til fredelige formål. Dersom hurtige formeringsreaktorer med en lukket brenselssyklus og med naturlig uran som brensel utvikles,

kan mange av de tenkbare problemene med spredning fra dagens lettvannsreaktorer unngås. Det har ikke vært ett eneste tilfelle av spredning med lettvannsreaktorer. Elimineringen av urananrikning, og resirkulert aktinidebrensel (ikke rent Pu-239) utelukker uautorisert håndtering.

Den militære utviklingen av bomber har vært basert på fissilt U-235 og Pu-239. Med en fremvoksende sivil kjernekravteknologi basert på thorium kan det ikke utelukkes at også uran-233 (U-233) produsert fra thorium kan benyttes i våpenområdet. Det fissile våpens kvalitet bedømmes ut fra følgende kriterier:

1. *Den kritiske massen til en isotop (eller forskjellige isotopsammensetninger),*
2. *reduksjon av våpenets ytelse på grunn av for tidlig detonasjon forårsaket av nøytroner fra spontanfisjon og*
3. *reduksjon av våpenets stabilitet på grunn av varmeutvikling.*

U-233 er funnet å være minst like effektivt som U-235 som våpenmateriale, for eksempel er den kritiske massen av U-233 omtrent 5 - 8 kg (med nøytronreflektor) [48], [148] og U-233 må uttynnes med uran-238 (U-238) til under et nivå på 12 vektprosent for å nå spredningsgrensen [148].

Reprosessering av thoriumbasert brensel gir nesten rent U-233 og derfor materiale av våpenkvalitet. For eksempel for likevektssyklusen for en uran-thorium-drevet lettvannsreaktor inneholder det gjenvunne uranet omkring 55 vektprosent U-233 og 10 vektprosent U-235, hvilket er et tilstrekkelig fissilt innhold for nukleære eksplosiver [152]. Imidlertid vil det alltid være spor av U-232 i det fissile U-233. I reaktoren bestråles thorium med nøytroner, noe som ikke bare fører til dannelsen av U-233, men også til en svært liten mengde U-232. Forekomsten av gamma-emitterende nuklider (f.eks. Tl-208) i nedbrytningskjeden til U-232 (halveringstid 68.9 år) vil gjøre ekstrahert materiale høyradioaktivt. Doseraten i kontakt med 30 kg U-233, med det lille innholdet av U-232, vil være 72 Sv/time etter noen år, hvilket fører til en 50 % dødelig dose i løpet av 5 minutters eksponering for den bare massen [153]. Andelen av U-232 avhenger av nøytronspekteret og utbrenningen, og kan komme opp i 5000 ppm [148]. Tilstedeværelsen av U-232 skaper derfor en strålefare som er tilstrekkelig stor til å kreve avstandsbehandling kort tid etter kjemisk separering. Dette problemet utelukker militær bruk av U-233 for kjernevåpenstatene - de synes å ha nok av det mer konvensjonelle våpenmaterialet. På den annen side kan terrorister og røverstater ønske seg fissilt materiale for øyeblikkelig bruk i stedet for til lagring. U-233 kan dekontamineres for desintegrasjonsprodukter for noen få dager [154] eller til og med uker [155] og dermed tillate produksjon av et våpen.

Som konklusjon synes det å være enighet blant ekspertene om at thoriumbaserte brenselssykluser ikke produserer (våpenkvalitets) plutonium. Men spredningsrobustheten til U-233 avhenger av reaktoren og reprosesseringsteknologier. Bedømmelsene varierer fra at risikoen for nukleær spredning er "neglisjerbar" [156] til "meget liten (Radowski LWR), middels (gasskjølt høytemperaturreaktor) eller liten (EA)" [157] til utsagn som at "U-233 krever samme nivå av sikkerhetskontroll og fysisk beskyttelse som plutonium" [154]. Det er helt klart at brenselssyklusen med thorium vanligvis har fordeler med hensyn til spredningsrobusthet, fordeler som kan utnyttes til å konstruere reaktorteknologi og en brenselssyklus kun for sivilt bruk og uten tilknytning til militærsektoren. Imidlertid, siden det mangler erfaring med brenselanlegg for thorium i industriskala inntar vi den holdningen at lignende sikkerhetskontroll som for plutonium er påkrevd.

10. ØKONOMISKE FORHOLD

Fordi data mangler virker det upraktisk å produsere meningsfulle kostnadsestimater for ethvert nukleært system som utnytter thorium. Historiske eksempler gir en viss ide om finansieringen som kan trenge. For eksempel, i 1970-årene brukte Tyskland rundt 500 millioner euro i dagens pengeverdi på å utvikle en brenselssyklus for thorium og 2,5 milliarder euro på selve høytemperaturreaktoren. Senere har GIF i sitt teknologiveikart for å utvikle *Generasjon-IV* avanserte nukleære energisystemer anslått at det trenge omkring en milliard dollar for å vurdere funksjonsdyktigheten og ytelsen til et system før det tas en beslutning om å utvikle og bygge et demonstrasjonsanlegg, hvilket selvfølgelig krever store tilleggsinvesteringer.

Imidlertid kan en få litt innsikt angående thorium som råstoff og en sammenligning mellom konvensjonelle reaktorer og et akseleratordrevet system (ADS).

Når det gjelder råstoffet, malm eller konsentrater av thoriumoksider, så er det et lite marked som forsyner selskaper som benytter thorium til andre formål enn energi, slik som høytemperaturkeramikk, smeltedigler, katalysatorer, sveiseelektroder og noen spesielle legeringer. Bruken av thorium har avtatt i de fleste av disse produktene på grunn av problemet med dets naturlige radioaktivitet som oppmuntrer produsentene til å bytte til ikke-radioaktive materialer når det er mulig.

I 1960- og 70-årene ble det publisert en tilnærmet konstant kommersiell pris i området 30-35 US\$/kg, men siden etterspørselen var avtagende ble publiseringen avsluttet. Fluktuasjoner i thoriumprisen har blitt minimalisert av dets status som biprodukt og et tilbud som langt overstiger etterspørselen. I praksis er det i dag mange land som har ganske store lagre av thorium som de anser for å være avfall.

Dersom thorium betraktes som råstoff for energiproduksjon i fremtiden vil det utvikles et større marked. Råmaterialets bidrag til strømprisen vil forbli meget lav, sammenlignbar med eller lavere enn det er for uransyklusen.

Det er lite informasjon tilgjengelig om kapitalkostnaden for et ADS, og ingenting som refererer spesifikt til et thoriumdrevet ADS. Euratom Scientific and Technical Committee (STC), det høyeste nivå for rådgivning om nukleær forskning i europeiske institusjoner, ble i 1997 anmodet av Europakommisjonen om å evaluere forslaget om et kjernefysisk energiforsterkningssystem for elektrisitetsproduksjon. STC ga uttrykk for en sterk mening (ref. Report EUR17616 EN): STC satte ikke bare spørsmålsteget ved kompleksiteten av et ADS ("*STC anser det ikke for realistisk å drive utvikling av hele systemet på en gang*" og "*ser vesentlige teknologiske og kommersielle risikoer ved nesten alle sider av forslaget*"), men var også overbevist om at for elektrisitetsproduksjon vil et ADS "*ikke være økonomisk konkurransedyktig med de forbedrede lettvannsreaktorer som nå er under utvikling, så som EPR*". STC konkluderte med at videre arbeid med ADS primært skulle innrettes mot avfallshåndtering (aktinidebrenning) i stedet for energiproduksjon.

OECD/NEA utga i 2002 en sammenlignende studie mellom ADS og hurtigreaktorer (Fast Reactors, FR) i avanserte nukleære brenselssykluser [106]. Denne studien ble utført av mer enn 35 eksperter fra 15 OECD-land, inkludert alle de store aktørene på det nukleære området, og 3 internasjonale organisasjoner. Selv om denne studien primært fokuserte på brenselssykluser for å redusere innholdet av langtids-strålingsgiftighet i avfallet, så en også på noen økonomiske forhold. Ekspertgruppen anså at en mulig kostnadsreduksjon for en underkritisk reaktor

sammenlignet med en konvensjonell reaktor (for eksempel muligheten til å utelate kontrollstaver) ville oppveies av kostnadsøkningen forbundet med komplikasjoner i inneslutningen og andre systemer. Kostnaden for bygging av et ADS ble derfor satt lik kostnaden for en FR med et tillegg for å dekke kapitalkostnaden for akselerator og mål. Studien konkluderte også at "*Brenselssykluser som involverer den dyrere ADS-teknologien viser en samlet økonomisk fordel ved å brenne så mye som mulig av plutoniumet i billigere konvensjonelle systemer, dvs. MOX-LWR og MOX-FR*"

Siden den gang har eksperter som deltar i forskjellige faste OECD/NEA tekniske komiteer eller arbeidsgrupper stadig konkludert med at energiproduksjon med et ADS ikke kan konkurrere økonomisk med kritisk reaktorteknologi.

Fra et økonomisk synspunkt skaper kompleksiteten av ADS-teknologien og de uunngåelige problemene med den teknologiske utviklingen og definisjonen av sikkerhetsanordninger tvil om de spesielt lave fremtidige kostnader som tilhengerne anslår; omtrent 30 % lavere for et anlegg av typen som planlegges av CERN-gruppen (Carlo Rubbia, 1996 [158]) sammenlignet med prisen (i US\$/kWh) for en serieprodusert PWR i Frankrike, kunngjort av Fernandès et al. i 1996. Før suksessive anlegg er blitt bygget og sikkerhetsstandardene er blitt oppfylt fører overslag av denne typen nødvendigvis tankene til de ekstremt optimistiske estimatene for investeringskostnaden for nukleære kWh som ble gitt i 1960-årene (3 til 400 \$/kWh i dagens pengeverdi sammenlignet med den virkelige prisen på 2500 \$/kWh) som grovt undervurderte de teknologiske problemene. Ekstrakostnaden ved å ha en akselerator sammenlignet med dagens reaktorer skulle oppveies av de mulige fordelene med en enklere underkritisk reaktor og en forenklet brenselssyklus. Dagens kunnskap og teknologiske *know-how* om konseptene som skal utforskes er fortsatt utilstrekkelig. Et visst antall prosjekter er på laboratorie- eller småskala pilotanlegg-stadiet. Ingen av dem kan fremskaffe en standard for demonstrasjonsutstyr. Fullstendig industriell dyktighet med hensyn til det nye teknologiske systemet krever mestring av mange teknikker, og en langvarig driftsperiode er påkrevd for å demonstrere anvendeligheten av multi-resirkulering, noe som hittil ikke er oppnådd for noen kjernekraftreaktor. Samtidig må det på prototypstadiet gradvis utvikles regelverk for å sikre sikkerhetsstandarder som er sammenlignbare med dem som gjelder for lettvannsreaktorer, og dette vil ofte kreve kostbare teknologiske tilpasninger.

Alt i alt kan hovedutfordringen ved å utvikle thoriumbasert energiproduksjon bli å skaffe kapitalen som trengs for å utføre nødvendig forskning og utvikling både for energiproduksjonsteknologien og den tilknyttede brenselssyklusen. Denne forskningen og utviklingen kan ikke utføres av Norge alene og bør sees i en europeisk sammenheng. Angående thoriumbasert energiproduksjon ville et av prosjektene innen *Generation IV International Forum* være godt egnet, og for "*back-end*" av thoriums brenselssyklus er det europeiske XT-ADS-prosjektet passende. De finansielle bidragene til disse prosjektene ville avhenge av det ønskede norske engasjementet.

11. FORSKNING, UTVIKLING, UTDANNING OG OPPLÆRING.

Nukleærvitenskap omfatter all bruk av nukleære metoder og ioniserende stråling. Nukleærforskning og -utdanning krever kunnskap og kvalifiserte personer til mange viktige områder i samfunnet. I 2000 utarbeidet OECD Nuclear Energy Agency rapporten: *Nuclear Education and Training: Cause for Concern?* Dette dokumentet ble satt sammen med bidrag fra 200 organisasjoner fra 16 medlemsland. Organisasjonen påviste at mange land sannsynligvis utdannet for få vitenskapspersoner for å dekke nåværende og framtidig nukleær virksomhet. I tillegg har en rekke nyere, offentlige studier fra ulike Europeiske land påvist den samme mangelen på vitenskapelig kvalifisert personell. Dette forholdet er blitt forklart med manglende interesse fra studenter, nedgang i antall kurstilbud, og aldrende personell og utstyr på fakultetene ved universiteter og høyskoler. Som en konsekvens har den europeiske evnen til å gi kvalifisert utdanning blitt fragmentert til et nivå hvor de fleste land mangler tilstrekkelig personell og utstyr for å kunne tilby utdanning innen kun noen få nukleære emner.

Norge har også mistet de fleste av spesialistene innen kjernekraftteknologi etter det nukleære moratorium for mer enn 25 år siden.

Spesielt bekymringsfullt er manglende spesialkunnskap innen radiologisk beskyttelse, radioøkologi og radiokjemi. Det er likeledes mangel innen reaktorteknisk ingeniørvitenskap på master- og doktorgradsnivå (EURAC, 2007. ENEN-II). Denne type kunnskap trengs ikke bare i forbindelse med eksisterende nukleære installasjoner og driftsnedlegging av anlegg, men også for å møte det behovet den sannsynlige byggingen av ny reaktorkapasitet utgjør. Som det nylig ble stadfestet av flere EU politikere og eksperter, er det et økende press for å bygge nye kjernekraftverk i mange av medlemslandene i EU. Dette presset kommer fra kravet om å oppfylle Kyoto-avtalens mål om utslipp av klimagasser i en tid når mange av eksisterende CO₂-frie kjernekraftverk går mot slutten av sin levetid. Presset kommer også fra synkende tilgang på innenlands fossilt brensel, svekket tillit til politisk ustabile land som har olje og gass, og fra økende brenselpriser fra inn- og utland. Kompetansebehovet øker også i forbindelse med videreutvikling av nye reaktorsystemer i Europa og USA. Derfor er behovet for nukleær kompetanse trolig større nå enn tidligere forventet.

11.1 Master- og PhD-utdanning innen nukleærvitenskap i Norge

Kjernekraftteknologi er et tverrfaglig fagområde som innbefatter:

1. *Nukleærfysikk og -kjemi, relevant for reaktorfysikk og kjernereaksjoner.*
2. *Materialvitenskap, materialer under ekstreme påkjenninger fra radioaktiv stråling, fysiske krefter og temperatur.*
3. *Radiokjemi (strålingskjemi)*
4. *Strålevern inkludert dosimetri*
5. *Ingeniørvitenskap innen termodynamikk*
6. *Modellering og simulering - anvendt informatikk*
7. *Reaktorfysikk, reaktor stabilitet og kontroll.*
8. *Reaktorsikkerhet - risikoanalyse*
9. *Ingeniørvitenskap innen kraftproduksjon - moderne turbinteknologi*

10. Avfallshåndtering

11. Radioøkologi

12. Kunnskap om driftsnedlegging av utrangerte anlegg.

I tillegg krever ADS et svært omfattende fagområde:

13. Akseleratorteknologi

Følgende forkortelser blir brukt:

IFE	= Institutt for energiteknikk (Kjeller og Halden)
NTNU	= Norges teknisk-naturvitenskapelige universitet (Trondheim)
UiB	= Universitet i Bergen
UiO	= Universitet i Oslo
UMB	= Universitetet for miljø- og biovitenskap (Ås)
UNIK	= Universitetsstudiene på Kjeller

For nærværende er det fire universiteter i Norge som kan tilby fullt master- og PhD-studie innen nukleærvitenskap:

1. *UiO: Mastergrad og PhD i kjernekjemi, kjernefysikk og materialfysikk.*
2. *NTNU: Master og PhD i materialfysikk*
3. *UiB: Master og PhD i kjernefysikk*
4. *UMB: Master i radiokjemi, EU Master Radioøkologi og PhD i de samme fagområdene.*

Ytterligere kurs innen nukleærvitenskap holdes på andre universiteter og institusjoner. Det er allerede et grunnlag for aktiviteter og kompetanse for relevant forskning, utdanning og opplæring:

1. *Opplæring av reaktoroperatører (IFE, UNIK)*
2. *Sikkerhet og pålitelighet, menneske - maskin kommunikasjon (IFE Halden)*
3. *Kurs i flerfasetransport (olje- og gassindustri) (NTNU, UiO)*
4. *Sterkstrøm/ kraftproduksjon og turbinteknologi (NTNU)*
5. *Energiproduksjon og -anvendelse (IFE, UiB, UiO, UMB)*
6. *Strålevern (IFE, NTNU, UiB, UiO, UMB)*

11.2 Norsk kompetanse innen kjernekraftteknologi

Den første reaktoren i Norge ble startet på Kjeller i 1951 og gjorde Norge til en pionernasjon innen nukleærteknologi. Slik er det ikke i dag, til tross for den høye internasjonale status på forskningen ved Haldenreaktoren. IFE betjener i dag to gamle forskningsreaktorer. Begge er tungtvannsmodererte og -kjølte. I Halden er termisk reaktoreffekt 20 MW, på Kjeller er reaktoreffekten 2 MW.

Utvikling innen kjernekraft ved IFA (nå IFE) var spesielt rettet mot kjernekraftreaktorer for bruk til framdrift av skip og utvikling av dataprogram for beregning av brenselssykluser og effektfordeling i kraftreaktorer. Disse beregningsprogrammene ble brukt i Tyskland, Sveits, Sverige, Spania og USA.

Utvikling og markedsføring av dette ble overtatt av *spin-off* selskapet *Scandpower*. Den nukleære delen av *Scandpower* ble kjøpt av *Studsvik* i 1998, og navnet ble endret til *Studsvik-Scandpower*.

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

Selskapets programvare er fremdeles ledende i reaktorberegninger for kraftselskaper og forskningsinstitutter over hele verden.

IFE er fremdeles det eneste instituttet som ivaretar den nasjonale kompetansen innen reaktorteknologi. Mandatet er:

“IFE skal, på en idealistisk og sosialt fordelaktig basis gjøre FoU på nuklearteknologi og gi informasjon om kjernekraft. IFE skal drive grunnforskning basert på JEEP II-reaktoren på Kjeller og ivareta viktig nasjonale plikter innenfor strålingsfarmasi, utvikling og bruk av nukleære metoder, strålevern og radioaktivt avfall.

IFE skal også opprettholde en nasjonal kompetanse innenfor reaktorteknologi og -sikkerhet, basert på det internasjonale Haldenprosjektet (Halden Reactor Project) gjennomført ved Haldenreaktoren (Halden Boiling Water Reactor, HBWR). Et vidt spektrum av brensel- og materialundersøkelser under realistiske forhold er gjennomført ved Haldenreaktoren. Dette gir et viktig datagrunnlag for sikkerhetsevalueringer og pålitelig drift av kjernekraftanlegg og andre komplekse industrieanlegg.”

Forskning, utdanning og vedlikehold av nukleær kunnskap i Norge er viktig og til en viss grad uavhengig av fremtidig bruk av kjernekraft i landet. I dag er det behov for flere spesialister, og innføring av kjernekraft vil kreve et betydelig større antall personer med egnet utdannelse.

11.3 Leverandører innen norsk industri

Det finnes ingen leverandører av kjernekraftteknologi i Norge, men mange selskaper har relevant kompetanse.

I Storbritannia har *Aker Kværner* eksperter og erfaring med avfallshåndtering og lagring. Likedan har de avdelinger som arbeider med driftsnedlegging av nukleære anlegg.

Selskapet *Thor Energy* vurderer muligheten for å bygge kjernekraftverk som utnytter thorium. Planen er å bygge standard kjernekraftverk og utvikle en ny brenselssyklus basert på thorium.

11.4 Relevant forskning og utvikling i Norge.

Det eneste FoU-miljøet i Norge innen kjernekraft er ved IFE, primært gjennom aktivitetene ved Haldenreaktoren. Internasjonalt er disse aktivitetene svært velrenommert, både når det gjelder forskning på reaktorbrensel og den omfattende forskningen på samspillet mellom menneske, teknologi og organisasjon. IFE har vidtgående erfaring med brenselstesting som også innbefatter brensel som inneholder thorium.

Studsвик-Scandpower og *Scandpower Risk Management* kan utføre reaktivitetsberegninger og effektfordeling på en kraftreaktor, og likedan risikoanalyser.

Selskapet for INdustriell og TEknisk Forskning (SINTEF) kan bidra med kunnskap om avanserte materialer og høytemperaturkorrosjon. Dette er fagområder som er aktualisert med utviklingen av *Generasjon-IV* reaktorer.

Nukleære metoder er brukt innen mange vitenskapelige forgreninger ved norske universiteter. Mange fysikere og kjemikere deltar i universitetsforskning, og bruker metoder, som er relevant for reaktorteknologi.

UiO har Norges eneste forskningsakselerator, en MC-35 Scanditronix syklotron. Forskning innen kjernefysikk og -kjemie ved syklotronen gjøres gjennom en egen organisasjon - SAFE (Senter for

Akseleratorbasert basert Forskning og Energifysikk). Syklotronen blir brukt til ulike forskningsfelter og i isotopproduksjon til medisinsk bruk i samarbeid med IFE og Rikshospitalet HF. Hoveddelen av forskningen, inkludert internasjonale samarbeids prosjekter, er metoder og utstyr for å måle reaksjonstverrsnitt for nøytroner og isotopreaksjoner. Nylig ble det etablert et formelt samarbeid med IFE hvor denne type prosjekter er i fokus.

Forskningsgruppene som arbeider med materialvitenskap ved NTNU og UiO har begge kompetanse og utstyr for å utføre relevante studier for nukleære systemer og sikkerhet.

Norge har få fagmiljøer som arbeider med kjernekraft og vil være helt avhengig av internasjonalt samarbeid. Et mulig startpunkt er samarbeid med *OECD Halden Reactor Project*, men det er av avgjørende viktighet å ha annen formel kontakt med det internasjonale samfunn.

Beregninger og forsøk tyder på at de canadiske tungtvannsreaktorene CANDU er nær ved å kunne produsere like mye U-233 fra thorium som den forbruker. I dag er det noe mer en 40 kraftproduserende tungtvannsreaktorer i verden, hvorav ca. tjue er lokalisert i Canada. Det er rimelig å anta at IFEs kompetanse i Halden kan benyttes for relevante forsøk og modellberegninger for videreutvikling på dette området. Utvikling av en reaktor og en brenselssyklus der produksjonen av U-233 er minst like høy som forbruket er en forutsetning for å få effektiv bruk av thorium i en reaktor. Uavhengig av hvilken reaktortype som velges må brukt brensel represseres for å oppnå dette.

Til tross for at Norge ikke har et kommersielt kjernekraftanlegg er det mye kompetanse i Norge innenfor sikkerhet. Dette skyldes dels den sikkerhetsfilosofien som har ligget til grunn for konstruksjonene i Nordsjøen og erfaringer fra ulykker innen området. Videre er *OECD Halden Reactor Project* en viktig aktør innen nukleær sikkerhet. Både gjennom den pågående brenselforskningen i Haldenreaktoren og gjennom forskningen på samspillet mellom menneske og teknologi. Dette gjøres ved hjelp av avanserte laboratorier hvor effekten av ulike systemer og operatørhjelpemidler i simulerte ulykkescenarioer kan evalueres. Nyten av dette arbeidet kan sees på Kola, hvor sikkerheten ved de russiske reaktorene har blitt vesentlig forbedret med hjelp fra HRP (Halden Reactor Project).

Det Norske Veritas (DNV) and Scandpower Risk Management har relevant fagkunnskap innen risikoanalyse, sikkerhetsforbedring og sikkerhetskultur.

Forskning innen kjernekjemi, strålingskjemi og strålevern utføres av mang grupper ved NTNU, UiO and UMB. Denne forskningen inkluderer målinger og analyser av naturlig bakgrunnsstråling og fra menneskelagde kilder, som innbefatter bruk av stråling innen mange felter og grunnforskning på vekselvirkning mellom ioniserende stråling og biologiske systemer på molekylært nivå. Det siste er også relatert til medisinsk bruk av stråling og har en viktig innvirkning på utvikling innen dosimetri og tilhørende sikkerhetsregulering.

I tillegg er strålingsøkologi et hovedfelt for forskningen på UMB, der miljøets innvirkning og tilhørende risiko med menneskelaget og naturlig forekommende nuklider blir vurdert.

11.5 Utdanning innen kjernekraftteknologi

Den fornyede interessen for kjernekraft har hentet fram viktig innsats for nukleær utdanning i mange land. Dette betyr at norske studenter kan få egnet undervisning flere steder.

Norske universiteter, i nært samarbeid med IFE, er i stand til å organisere og fremskaffe kurs i relevante emner som kjernefysikk, reaktorteori, materialvitenskap, strålingsrisiko, strålevern og

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

i reaktordrift. Nylig ble det etablert et nasjonalstrategisk prosjekt mellom IFE, UiB og UiO for å sikre og reetablere nasjonal kompetanse innen kjernekræftteknologi.

EU og OECD har registrert et presserende behov for universitetsutdannet personell innen nukleærvitenskap, inkludert radioøkologi, i Europa og på verdensbasis. Støttet av EUs 6. FP ENEN-II prosjektet kan nå UMB tilby et omfattende masterprogram som er basert på et internasjonalt samarbeid innen radioøkologi.

Internasjonale avtaler og samarbeid vil bli en nødvendighet og dette kan koordineres sammen med mange land. Språk er en praktisk utfordring hvor vi i denne sammenhengen har konsentrert oss om svensk- og engelskspråklige land. Det bør etableres samarbeid med andre land, spesielt Finland og Sverige, for å holde avanserte og spesielle reaktorkurs.

11.5.1 Finland

Finland femte reaktor, som nå er under bygging, har igangsatt fornyet innsats i utdanning av nukleært personell. Universitetet i Oslo har allerede etablert et samarbeid med *Åbo Akademi*, hvor planen er å få til en serie med relevante kurs. Se <http://www.abo.fi/fak/mnf/fysik/teknfysik.htm> for informasjon for studenter og Appendix C for en liste av kurser.

11.5.2 Sverige

De akademiske aktivitetene i Sverige foregår på følgende steder:

Chalmers Tekniska Högskola:

- Nuclear Engineering:
- Core Physics and Diagnostics
- Power Plant Safety and Technology
- Nuclear Measurement Techniques
- Nuclear Chemistry

Kungliga Tekniska Högskolan:

- Reactor Physics
- Nuclear Power Safety
- Reactor Technology
- Nuclear Chemistry

Uppsala Universitet-Teknisk-naturvetenskapliga fakulteten

- Applied Nuclear Physics
- Neutron Physics
- Nuclear and Particle Physics
- Accelerator Physics

Angående forskningen av interesse for Thoriumutvalget: På *Chalmers Tekniska Högskola* har en forskergruppe innen nukleærteknologi nylig studert fysiske aspekter med å bruke thorium i konvensjonelt brensel til BWR og tungtvannskjølte reaktorer. Arbeidet er planlagt å fortsette med en spesiell utførelse av thoriumbrensel for BWR. Som en del av *Generation IV* forskningen er

det igangsatt en studie på thoriumdrevet saltsmeltereaktorer (MSR). Det er også planlagt thoriumprosjekter i gruppa for Kjernekjemi.

Forskningsgruppa innen reaktorfysikk i Stockholm deltar i aktuelle *Generation IV* aktiviteter. Prosjekter av interesse: ADS utforming, Monte Carlo *burn-up* og nitridbrensel.

I Uppsala foregår forskning på brensel- og reaktordiagnose, håndtering av brukt brensel, nye reaktorkonsepter, beskyttelsestiltak og geologisk miljø for lagring av brukt brensel. Måling av reaksjonstverrsnitt for nøytroner ved *Sveberg Laboratoriene* er av interesse for eventuell fremtidig ADS-utforming.

Swedish Centre for Nuclear Technology (SKC), finansiert av kjernekraftindustrien og *Statens Kärnkraftinspektion (SKI)* bidrar for å opprettholde og utvikle kompetanse i nukleærteknologi i Sverige. Hovedaktiviteten til SKC er iverksetting og finansiering av PhD-studier ved tekniske universitet i Sverige. En annen viktig funksjon er å gi direkte støtte til professorer og forelesere ved universitetsavdelinger for kjernekraftteknologi og reaktorfysikk.

Mange universiteter i Sverige holder kurs innen nukleærvitenskap og -teknologi. Det finnes kompetansesentre innen nukleær teknologi ved både *Kungliga Tekniska Högskolan (CEKERT)* og ved Chalmers (CKTC).

SKC er også engasjert i internasjonalt samarbeid med universitetsutdanning i nukleær teknologi gjennom *World Nuclear University (WNU)*.

I tillegg til akademisk forskning driver *Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB)* et forskningslaboratorium i Oskarshamn, Äspö Hard Rock Laboratory, hvor det forskes på langtidslagring av høyaktivt avfall. Syklotronen til Svedberg Laboratory fremskaffer nøytroner og protoner med en energi opp til 200 MeV.

Studsvik, tidligere senter for nukleærvitenskap og teknologi, er nå et privat selskap som skaffer kvalifiserte tjenester innen avfallsbehandling, driftsnedlegging, driftseffektivitet, service og vedlikehold.

Kärnkraftsäkerhet och Utbildning AB (KSU) er et privat selskap eid av Vattenfall AB som gir anbefalinger, utviklingsbistand og utdanning for sikker drift av kjernekraftverk. KSU har for tiden 200 ansatte med hovedkontor i Studsvik.

Flere detaljer er å finne i Appendiks C: Utdanning og trening

11.5.3 UK

NTEC er et nylig stiftet konsortium av universiteter og andre institusjoner i UK for å tilby videregående studier i nukleærvitenskap og -teknologi.

NTEC kan tilby videregående studie på deltid eller fulltid i nukleærvitenskap og -teknologi. Et svært bredt spekter av emner er tilgjengelig, fra reaktorfysikk til håndtering av nukleært avfall. Bredden på studietilbudet er muliggjort ved å trekke på forsknings- og lærerkrefter fra deltagerne i konsortiet, som til sammen representerer mer enn 90 % av hovedfagslærere ved universiteter og forskningsinstitutter i UK.

Intensivkurs blir tilrettelagt for teknisk personell og ledere i full jobb, som ønsker å tilegne seg kunnskap og øke sin spesialkompetanse (Appendiks C: Utdanning og trening).

11.5.4 Canada

Canada har bestemt å modernisere fire av sine reaktorer. Et nystiftet universitet, *University of Ontario Institute of Technology (UOIT)*, skal spille en viktig rolle for nukleær forskning og utdanning. (Prof. Rick Holt, Queen's University, private communication.)

University Network of Excellence in Nuclear Engineering (UNENE) er en allianse av universiteter, kjernekraftmyndigheter, forsknings- og kontrollorganer for å støtte og utvikling av nukleær etterutdanning, forskning og utviklingsevne i canadiske universiteter. UNENE ble etablert som et *non-profit* samarbeid av styresmaktene i Canada.

Med mye oppmuntring fra *Ontario Power Generation* (Del av det som var Ontario Hydro) og muligens noe finansiering, har UOIT utviklet et laveregradstudie i nukleærteknologi. 2007 var første uteksaminasjonsår. Detaljerte kursbeskrivelser finnes på:

<https://connect.uoit.ca/uoit/program.do?from=subject&programID=47>.

Professor Bill Garland har en svært opplysende nettside som tilbyr informasjon og multimedia undervisning for studenter og andre interesserte i nukleærteknologi slik det er relatert til *Department of Engineering Physics*, McMaster University's program:

<http://www.nuceng.ca/index.htm>

11.5.5 Europeisk Samarbeid

De siste årene har internasjonalt samarbeid i nukleær utdanning og opplæring bidratt til en revitalisering av fagfeltet, og nye nasjonale og internasjonale organisasjoner er blitt etablert. "*Nuclear European Platform for Training and University Organizations (NEPTUNO)*" og forgjengeren "*European Nuclear Education Network (ENEN)*" så vel som EU 6th FP prosjektet *EURAC* og *ENEN-II*, i hvilket Norge deltar, har klargjort fremtidig Europeisk nukleær-utdanningsordning, gradering and krav.

11.5.5.1 NEPTUNO-prosjektet

"*Nuclear European Platform for Training and University Organizations*" (NEPTUNO) bygger på det som ble oppnådd gjennom *5th European Framework Program* som ledet til ENEN-sammenslutningen. NEPTUNO-prosjektet forbedret ytterligere til å harmonisere kriteriene for profesjonsgodkjenning og tilhørende opplæringsprogram i EU.

"*International Seminar on the Nuclear Fuel Cycle*" er et forsøksopplæringsprogram iverksatt for dette formålet. Forventet resultat er:

- Et operativt nettverk av institusjoner for akademisk utdanning til master-, dr.scient. og postdoc-nivå komplimentert av forskningsinstitusjoner, kontrollorganer og industri-partnere som støtter forskning og utvikling, operatøropplæring og uavbrutte opplæringsprogram.

Programmer er utført under samordning av *French National Institute for Nuclear Sciences and Technology (INSTN)* med 35 partnere, inkludert 25 universiteter og 10 forskningsinstitutt eller private selskap fra 19 land. 26 partnere er også medlemmer av ENEN.

Prosjektets målsetning er bedre integrering av Europeisk utdanning og opplæring innen nukleærteknologi og -sikkerhet. Dette for å bekjempe nedgangen i både studenter og utdanningsinstitusjoner og på den måten å fremskaffe nødvendig kompetanse og ekspertise til å kunne videreføre sikker drift av kjernekraft og annen bruk av stråling innen industri og medisin.

Prosjektet fokuserer på å samordne utdanning og opplæring i nukleærteknologi i Europa, samt implementering, som inkluderer bedre integrering av nasjonale (statlige og industrielle) resurser og muligheter i de enkelte land.

Forventet resultat er et virksomt nettverk for å drive et komplett opplæringsprogram og likedan tilby akademisk utdanning på master-, dr.scient. og postdoc-nivå. Dette for å understøtte:

- Vedvarende toppeksptise innen nukleærteknologi og dermed bidra til å skape en europeisk strategi for nukleær kunnskapsforvaltning
- Bevare kompetanse og ekspertise for kontinuitet innen kjernekraftsikkerhet og bruk av radioaktivitet i industri og medisin.
- Samstemt syn på sikkerhet og beste betingelser, både drift og offentlig kontroll, i og mellom alle medlemsland.
- Samstemt system for opplæring og utdanning innen kjernekraftteknologi.

I nettverket:

- Veikartet for nukleær utdanning i Europa er implementert slik det er utviklet og anskueliggjort i Euratom FP5 prosjektet ENEN.
- Sikkerhet for en relevant kompetanse ved å rekruttere lærerkrefter og instruktører (på deltid) fra nukleærindustrien.
- Tilby avanserte kurs ved utvalgte utdanningsssentre som har toppkompetanse.
- Brobygging mellom ledende frontforskning og nye kunnskapsgenerasjoner gjennom opplæring og utdanning.
- Skape kunnskapsbastioner med fremragende dyktighet for doktorarbeider innen nukleærteknologi og -vitenskap.
- Bidra til mer åpen infrastruktur for nukleær forskning mellom nasjonene, både innen statlige og industrielle organisasjoner.

11.5.5.2 ENEN-prosjektet.

Strategisk målsetting for EU fra toppmøtet i Lisboa i 2000 sier:

“Although the number of nuclear scientists and technologists may appear to be sufficient today in some countries, there are indicators that future expertise is at risk. In most countries, there are now fewer comprehensive, high quality nuclear technology programs at universities than before. The ability of universities to attract top quality students, meet future staffing requirements of the nuclear industry, and conduct leading-edge research is becoming seriously compromised.”

“European Nuclear Engineering Network” (ENEN) prosjektet ble lansert under EUs 5te strukturprogram i januar 2002. Dette etablerte en basis for å bevare nukleærkunnskap og -ekspertise, skape et *European High Education Area* for nukleære disipliner, og igangsatte realiseringen av Bologna-erklæringen innen nukleære disipliner.

ENEN ble etablert på bakgrunn av *European High Education Area* av deltagerlandene selv og gitt en mer permanent karakter og rettmessig status med stiftelsen av *ENEN Association*, en internasjonal, *non-profit* organisasjon.

ENENs misjon er å ivareta og videreutvikle høyere utdanning og ekspertise innen nukleære fagfelt. Den generelle målsettingen for *ENEN Association* er presisert slik:

Ut fra vitenskapelig hensyn:

- Utvikle et mer samstemt system for utdanning innen nukleærvitenskap og nukleærteknologi i Europa;
- Integre europeisk utdanning og opplæring i kjernekraftsikkerhet og strålevern og
- Oppnå bedre koordinering og utnyttelse av akademiske ressurser og muligheter på nasjonalt og internasjonalt nivå.

Ut fra hensyn til sluttbrukere, slik som kjernekraftindustrien, forskningssentre, kontrollmyndigheter og annet bruk av nukleær:

- For å skape en sikker basis for kompetanse og kunnskap til nytte for EU.
- For å ivareta tilfredsstillende tilbud av kvalifisert arbeidskraft for å utforme, konstruere, operere og vedlikeholde nukleær infrastruktur, industri og kjernekraftanlegg.
- For å ivareta nødvendig kompetanse og ekspertise for fortsatt sikker bruk av kjernekraft og bruk av stråling og nukleære teknikker innen landbruk, industri og medisin.

Innenfor rammen til ENEN holdes et tre ukers kurs kalt "*The Eugene Wigner course*" som holdes av universitetene i sentral-Europa (Bratislava, Budapest, Praha og Wien). Forskningscenteret Petten i Nederland og IAEA er også bidragsyttere til kurset. Hovedorganisasjon av kurset er *Institute of Nuclear Techniques ved Budapest University of Technology and Economics*.

Hovedmålet med kurset er å utføre reaktorfyssikkerhetseksperimente for å øke forskningsreaktorsikkerheten på tre ulike forskning- og treningsreaktorer i tre ulike byer (Wien, Praha, og Budapest). Teoretisk undervisning skal forberede studentene på det eksperimentelle arbeidet (Bratislava). Studentenes arbeid blir evaluert og oppnådd suksess fører fram til et sertifikat.

11.5.5.3 EURAC-prosjektet

Det EU-finansierte EURAC-prosjektet er en koordinert aktivitet fra 6th FP, som skulle styrke den vitenskapelige, akademiske kompetansen og analytisk kunnskap innen strålevern, radiokjemi og radioøkologi i Europa. EURAC skulle også sikre fremtidig rekruttering av høyere utdannet personell for å møte behovet hos europeiske nukleære institusjoner.. Anbefalinger fra EURAC prosjektet blir for tiden fulgt opp i samarbeid med *ENEN Association* (EU finansiert ENEN-II prosjekt) for å igangsette masterutdanning innen nukleærvitenskap til nytte for europeiske studenter.

11.5.6 World Nuclear University (WNU)

"I am wholly in favour of the World Nuclear University. We are at the point where there is no sensible alternative to nuclear power if we are to sustain civilization. Obviously to replace the present use of fossil fuel with nuclear energy is a vast undertaking, and we will need a great number of trained engineers and scientists. The University would therefore have to come first."

James Lovelock

WNU ble innviet i 2003 som et globalt fellesskap som forpliktet til å fremme internasjonal utdanning og lederskap innen nukleærvitenskap og -teknologi. Det sentrale elementet i WNU-fellesskapet er den globale organisasjonen av kjernekraftindustrien, WNA og WANO, det internasjonale atomenergibyrådet IAEA og OECD-NEA og ledende utdanningsinstitusjoner i noen og tretti land.

Innen UN-systemet blir WNU gjenkjent som "*Partnership for Sustainable Development*" av *UN Commission on Sustainable Development (CSD)*. WNU følger opp deres utdannings- og lederskapsoppbygging gjennom et program organisert av *WNU Coordinating Center (WNUCC)* i London.

Utsikten for stødig vekst, på global basis, i bruk av nukleærteknologi - til kraftproduksjon og et mangfold av avansert bruk innen medisin, jordbruk, og industri - peker på behovet for en stor ekspansjon av en global kunnskapsstab på 2000-tallet. Rollen til WNUs fellesskap er å gi støtte til en slik vekst.

Etter sommeren 2007 har USA, Frankrike, Russland, Syd Korea og Canada bidratt med medarbeidere til WNUCC. Det er også mottatt forpliktende vilje til bidrag fra India og UK. Diskusjoner om deltagelse er på gang med statlige og nukleære foretak i Japan og Kina. Et attraktivt konsept ville vært deltagende representanter fra Latin Amerika og Afrika i WNUCCs sekretariat, men dette er ikke innført.

12. KONKLUSJONER OG ANBEFALINGER

Energietterspørsel og -forbruk: Det er en alminnelig oppfatning at den nåværende modellen for verdens energipolitikk ikke er bærekraftig. Hovedgrunnene er velkjente: økende utslipp av drivhusgasser og deres negative påvirkning på klimaet, i tillegg til bekymring omkring sikring av energiforsyning til overkommelige priser sett i sammenheng med et økende energibehov, spesielt i utviklingslandene som opplever en rask økonomisk vekst.

Anbefaling 1: Ingen teknologi bør forgudes eller demoniseres. Alle karbondioksidfrie (CO₂) teknologier for energiproduksjon bør vurderes. Et potensielt bidrag fra kjernekraft til en bærekraftig energiframtid bør anerkjennes.

Ressurser: I følge *US Geological Survey (2007)*, har Norge de tredje til sjette største thoriumressursene i verden. Disse ressursene, dvs. 170 000 tonn, har et potensielt energi-innhold som er omkring 100 ganger større enn all olje Norge har utvunnet hittil i tillegg til de gjenværende reservene, 4 250 million m³. Informasjonen om thoriumressursene i Norge er imidlertid basert på undersøkelser utført for 25 til 60 år siden, og ingen spesifikk kartlegging av thorium har noensinne blitt gjennomført.

Anbefaling 2: Ressursene i Fensområdet og andre steder i Norge bør kartlegges. Det er essensielt å fastsette om thorium i norsk grunn kan bli definert som en økonomisk ressurs som framtidige generasjoner kan dra nytte av. Videre bør bruken av nye teknologier for utvinning av thorium fra de tilgjengelige mineralkildene studeres.

Thoriumbrensel: I 1960- og 70-årene var utviklingen av thoriumbrensel for kjernekraft-industrien av stor interesse over hele verden. Det ble vist at thorium kunne brukes i praktisk talt alle typer eksisterende reaktorer. Produksjon av thoriumbrensel og den tekniske utnyttelsesmuligheten ved bruk av thorium i konvensjonelle reaktorer ble også demonstrert. Thoriumbrensel har vært testet i Haldenreaktoren ved flere anledninger. På grunn av det verdensomspennende fokuset på uran har moderne teknologier som automatisert brenselprosessering ikke blitt testet på thorium.

Anbefaling 3: Testing av thoriumbrensel i Haldenreaktoren bør oppmuntres og den svært anerkjente kompetansen på kjernebrensel i Halden bør utnyttes.

Reaktorteknologi: De fleste reaktorer i drift i dag er av typen *Generasjon-II*, mens nye konstruksjoner vil bli basert på *Generasjon-III* og *III+* som er betydelig forbedret med hensyn til sikkerhet, pålitelighet og økonomi. Den neste generasjon reaktorer som er under utvikling, *Generasjon-IV*, forventes å bli kommersielt tilgjengelig om 25 - 30 år. Blant *Generasjon-IV* reaktorene er høytemperaturreaktorer, hurtigformeringsreaktorer og saltsmeltereaktorer de mest egnede for bruk av thorium. Innenfor GIF (*Generation IV International Forum*), blir bruken av thorium spesielt vurdert i saltsmeltereaktorer, selv om dette konseptet for øyeblikket ikke er prioritert.

Anbefaling 4: Norge bør styrke sin deltagelse i internasjonale samarbeider ved å delta i Euratoms fisjonsprogram og GIF-programmet på *Generasjon-IV*-reaktorer som er egnet for thoriumbrensel.

Akseleratordrevet system (ADS) konseptet: ADS-konseptet er utviklet i fellesskap siden 1990, men konstruksjon av en prototyp er ennå ikke igangsatt. Et ADS lastet med thorium har

noen klare fordeler sammenliknet med dagens reaktorer; mye mindre produksjon av langlivede aktinider, minimal sannsynlighet for en reaktor ute av kontroll, og effektiv brenning av minoritetsaktinider. I dag har man dessverre ingen erfaring med å operere og drive et slikt komplekst system. Den forventede utviklingen innenfor det pågående EUROTRANS-prosjektet burde imidlertid gi informasjon om mulighetene ved et ADS-konsept. Det hersker alminnelig enighet blant OECD-landene om at energiproduksjon med et ADS ikke kan konkurrere økonomisk med den eksisterende reaktorteknologien.

Anbefaling 5: Utviklingen av et akseleratordrevet system (ADS) som bruker thorium er utenfor Norges kapasitet alene. Deltagelse i det europeiske samarbeidet innenfor dette feltet bør derfor overveies. Norske forskningsgrupper bør oppmuntres til å delta i relevante internasjonale prosjekter, selv om disse pr. i dag hovedsakelig er fokusert på avfallshåndtering.

Radioaktivt avfall fra begynnelsen (*front end*) av thorium brenselssyklusen: Dosebelastningen fra avfall fra gruvedrift og utvinning av thorium er betydelig mindre enn fra uranvirksomhet p.g.a. den korte halveringstiden ($T_{1/2}$) til Rn-220 ($T_{1/2} = 56$ sek) sammenliknet med halveringstiden til Rn-222 ($T_{1/2} = 3,8$ dager) i den radioaktive kjeden fra U-238.

Radioaktivt avfall fra avslutningen (*back end*) av thorium brenselssyklusen: I motsetning til U-Pu brenselssyklusen blir ikke plutonium og andre transuraner produsert i en ren Th-232/U-233 syklus. I løpet av de første 1000 år vil det radiotoksiske avfallet fra Th-U syklusen være betydelig mindre enn fra U-Pu syklusen under de samme betingelsene. Allerede etter 100 år vil det radiotoksiske innholdet fra Th-U brenselssyklusen være betydelig lavere enn fra naturlig uran som er brukt i en åpen brenselssyklus med samme energiutbytte.

Anbefaling 6: Norge bør bringe sin kompetanse på avfallshåndtering opp til en internasjonal standard. Et samarbeid med Sverige og Finland bør være fordelaktig.

Strålevern for mennesker og miljø: Sammenliknet med uransyklusen er strålevern forbundet med thoriumsyklusen generelt av mindre bekymring. Dette er spesielt tilfelle for avslutningen (*back end*) for et ADS. Kompetansen til å bedømme doser og effekter på mennesker og miljø fra thoriumsyklusen i Norge er likevel begrenset. Allerede i dag burde den høye utendørs gammadosen for eksempel i Fensområdet, medført restriksjoner i bruk av området. Doser til menneske og miljø fra framtidige eksponeringer fra brenselssyklusen til thorium vil bli regulert av *Strålevernsloven med tilhørende reguleringer*. Dagens strålevernslovgivning omfatter ingen krav til gruvedrift og utvinning av thorium. Dagens strålevernslovgivning omfatter ingen krav til gruvedrift og utvinning av thorium. En revisjon av *Loven* er derfor nødvendig.

Anbefaling 7: Norge bør bringe sin kompetanse knyttet til dosevurderinger relatert til brenselssyklusen til thorium opp til internasjonal standard.

Lover og forskrifter: Atomenergiloven fra 1972 regulerer aktiviteter forbundet med de eksisterende norske forskningsreaktorene. En konvensjonell thorium-uran-basert nukleær installasjon vil mest sannsynlig bli dekket av det nåværende kravet om lisensiering, mens et rent thoriumbasert system som det akseleratordrevne systemet (ADS) vil ikke dekkes. I et slikt tilfelle vil det kreves en revisjon av *Atomenergiloven*.

Ikke-spredning: Brenselssyklusen med Th-232/U-233 produserer ikke plutonium. Ikke-spredningsegenskapene til U-233 avhenger av reaktor- og represseringsteknologiene. I utviklingen av en reaktorteknologi med brenselssyklus for sivilt formål burde brenselssyklusen for thorium ha en fordel med hensyn på ikke-spredning som kan utnyttes. På grunn av mangel på

erfaring med anlegg av industriell skala for thoriumbrenselssyklusen slutter vi oss likevel til at sikkerhetsforholdsregler som for plutonium er obligatorisk inntil noe annet er dokumentert.

Anbefaling 8: Siden spredningsrobustheten til uran-233 (U-233) avhenger av reaktor- og reprosesseringssteknologier bør dette aspektet være et nøkkelpunkt hvis en thoriumreaktor skal bygges i Norge.

Utdannings- og kompetansebehov: Flere studier (bl.a. EU, OECD/NEA) har identifisert problemet at det ikke utdannes et tilstrekkelig antall vitenskapsmenn for den nåværende og den framtidig europeiske nukleærindustriens behov. Dette er blitt forklart ved den reduserte interessen blant studenter, et redusert antall kurser, aldrende fakultetsmedlemmer og aldrende utstyr. Norge mistet i tillegg det meste av sine spesialister innenfor nukleære vitenskaper etter det nukleære moratorium for mer enn 25 år siden. Kunnskapsbasen ved den europeiske høyere utdanning er blitt fragmentert til det punkt der universiteter i de fleste land mangler det nødvendige personale og utstyr for å kunne tilby utdanning innen alle nukleære emner utenom noen få. Av særskilt bekymring er manglene i den spesielle ferdighet- og kunnskapsbasen innenfor reaktor-ingeniørfeltene og i elementær og anvendt nukleær vitenskap.

Anbefaling 9: Enhver ny nukleær aktivitet i Norge, som f. eks. Thoriumbrenselssykluser, forutsetter sterk internasjonal sammenslåing av menneskelige ressurser. I tilfellet av thorium er det behov for sterk langsikt forpliktelse innenfor universitetsutdanning og grunnforskning. Dette bør inkluderes i en nasjonal strategi som har som mål å utvikle bærekraftige energikilder. Uansett bør Norge sikre sin kompetanse innenfor nukleærvitenskaper og nukleær ingeniørvitenskaper for å møte utfordringen relatert til den nye nukleære perioden i Europa. Dette inkluderer en utvidelse av faste ansatte ved universiteter og forskningsinstitutter og passende finansiering av ny forskning og utvikling samt av høykvalitets forskningsbasert master- og doktorgradsutdanning.

Sluttkommentarer: *Thoriumutvalget* finner at den nåværende kunnskap om thoriumbasert energiproduksjon og geologi er utilstrekkelig til å kunne gi en endelig vurdering av verdien for Norge av et thoriumbasert system for energiproduksjon på lang sikt. *Utvalget* anbefaler at muligheten for thorium holdes åpen siden den representerer et interessant komplement til uran for å styrke kjernekraftens bærekraft.

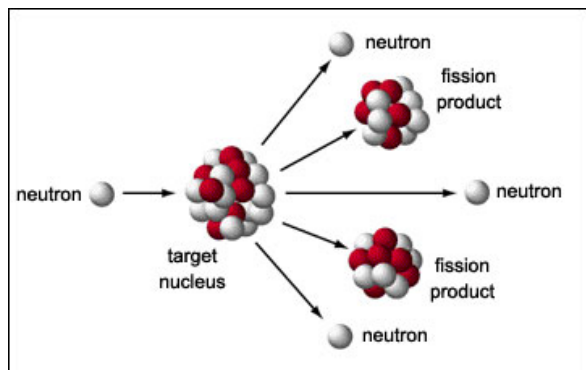
13. APPENDIKS A: INTRODUKSJON TIL KJERNEKRAFT

Hovedelementene i en termisk reaktorkjerne er brensel, moderator, kjølemiddel og kontrollstaver. Brenselet er hovedsakelig urandioksid (UO_2) eller blandet oksid (MOX) som består av utarmet uran blandet med fissilt plutonium.

Naturlig uran består av 99,3 wt% (vektprosent) U-238 og 0,7 wt% av isotopen U-235. Siden fisjoner hovedsakelig skjer i den fissile isotopen U-235 blir brenselet anrikt ved å øke konsentrasjonen av fissilt materiale. I anrikningsprosessen blir den fissile isotopen U-235 ekstrahert fra naturlig uran som dermed blir utarmet uran som inneholder 0,2 wt% U-235. I kommersielle reaktorer er anrikningen av brenselet omkring 3 - 5 wt% U-235.

Ved bestråling i en kjernekraftreaktor vil noe av U-238 i uranbrenselet bli konvertert til plutonium (Pu-239 og videre til Pu-240, Pu-241 og Pu-242). Av disse isotopene er Pu-239 og Pu-241 fissile og vil også bidra til energiproduksjonen i reaktorkjernen. Dette kan til en viss grad kompensere for utbrenningen av U-235 som skjer gjennom en syklus. Etter bestråling kan de fissile plutoniumisotopene i det brukte brenselet ekstraheres i et anlegg for repressering og nyttiggjøres i såkalt MOX-brensel, der det blandes med utarmet uran (slag fra anrikningsprosessen).

Varmeproduksjonen i en kjernekraftreaktor oppstår i fisjonsprosessen i brenselet. Fisjon oppstår når en kjerne av fissilt materiale (U-235, U-233, Pu-239 eller Pu-241), som er til stede i brenselet, treffes av et langsomt nøytron (termisk nøytron) og deles i to mindre kjerner (fisjonsprodukter), utsender gammastråling og gir 2 - 3 nye nøytroner (fisjonsnøytroner). Varmeproduksjonen fra fisjonsprosessen er hovedsakelig bevegelsesenergi fra fisjonsproduktene. En illustrasjon av fisjonsprosessen er gitt i Figur 13.1. Brenselsbrikettene (*fuel pellets*) monteres i brenselspinner omgitt av kapsling, se Figur 13.2.



Figur 13.1: Illustrasjon av fisjonsprosessen (kollisjonsmålet (target nucleus) kan være U-235, U-233, Pu-239 eller Pu-241)



Figur 13.2: Brenselsbriketter (*fuel pellets*) og briketter montert i en brenselspinne. (Vinduet i kapslingen viser brenselsbrikettene på innsiden)

Nøytronene frigitt i fisjonsprosessen er hurtige og må bremses (modereres) til termiske nøytroner før de kan bli absorbert av andre fissile kjerner og føre til fisjon. Moderator materialet vil bremse og til en viss grad absorbere nøytroner i reaktorkjernen. Moderator materialet kan være vann (H_2O), tungtvann (D_2O) eller grafitt. Dersom produksjonen av nøytroner i kjernen er i likevekt med tapet av nøytroner er kjedereaksjonen selvbærende og reaktoren er *kritisk*. Kjedereaksjonen

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

(nøytronbalanse) og det resulterende reaktoreffektnivået er presist balansert ved innsetting av nøytronabsorberende materiale slik som kontrollstaver (kadmium, sølv, bor) til reaktorkjernen.

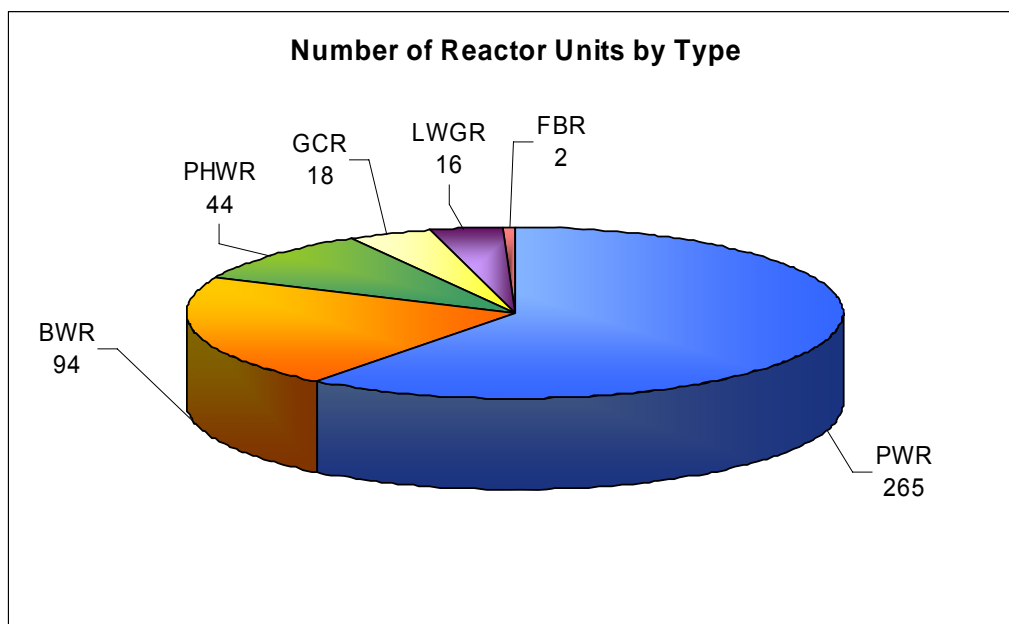
Varmen fra fisjonsprosessen transporteres fra brenselsbrikkene, gjennom kapslingen, til kjølemiddelet. Ofte er kjølemiddelet og moderatoren det samme, men det kan også være forskjellige materialer. I en kokvannsreaktor (*Boiling Water Reactor*, BWR) koker kjølemiddelet og produserer damp direkte i kjernen. Dampen brukes for å drive turbiner for elektrisitetsproduksjon. I trykkvannsreaktorer (*Pressurized Water Reactor*, PWR) vil det høye trykket undertrykke koking i kjernen og dampgeneratorer på utsiden av reaktoren brukes til å produsere damp til turbinene.

14. APPENDIKS B: REAKTORTEKNOLOGI

Det er mange typer kjernekraftverk som brukes til energiproduksjon på verdensbasis. De ulike typene klassifiseres i h.h.t. noen hovedtrekk ved konstruksjonene, for eksempel hvordan nøytronmoderasjonen skjer. De mest vanlige reaktortyper i verden idag er:

- Lettvannskjølte reaktorer hvor både moderatoren og kjølevannet er lettvann (vanlig vann). Til denne kategorien hører trykkvannsreaktoren (PWR) og kokvannsreaktoren (BWR).
- Tungtvannsreaktorer hvor både moderatoren og kjølevannet er tungtvann. Til denne kategorien hører "Pressurised Heavy Water Reactor" eller den såkalte *CANDU-reaktoren*.
- Grafittmodererte reaktorer hvor moderatormaterialet er grafitt. Kjølevannet er enten gass eller lettvann. I denne gruppen hører gasskjølte reaktorer (GCR) og lettvannskjølte grafittreaktorer (LWRGR).
- Breeder-reaktorer (FBR) og andre mindre utbredte typer. Breedere har som regel ikke moderator.

Antallet reaktorer av de ulike typene nevnt over er vist i Figur 14.1. Korte beskrivelser av de forskjellige typene er gitt i det følgende.



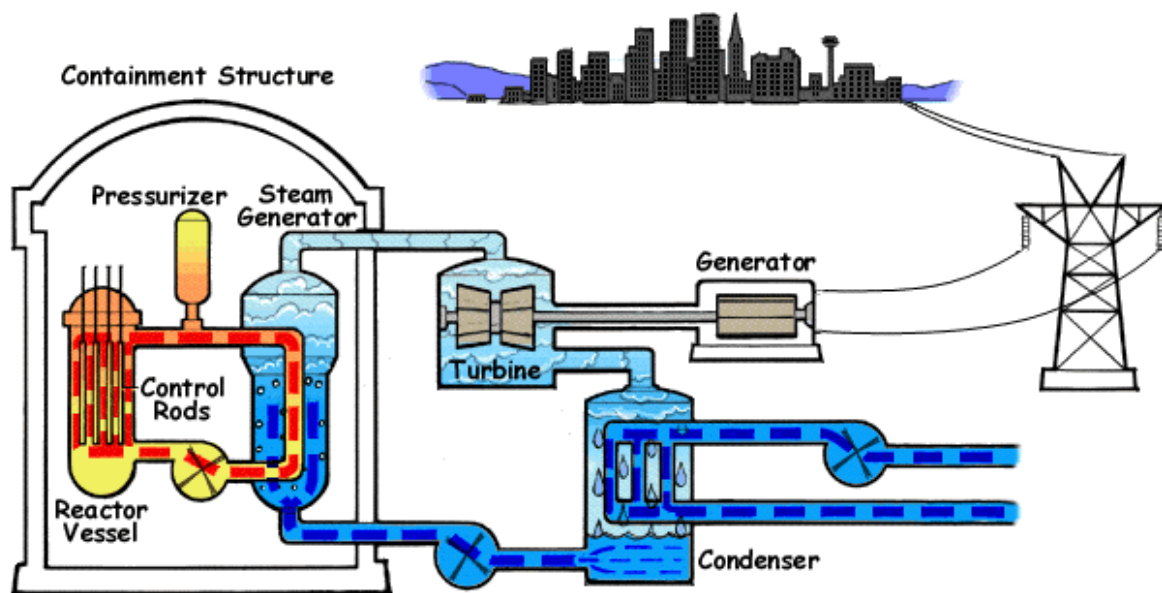
Figur 14.1: Antall reaktorer fordelt på type pr. desember 2007.

(Kilde: Power Reactor Information System, PRIS)

14.1 Appendiks B1: Trykkvannsreaktoren (PWR)

Trykkvannsreaktoren tilhører gruppen lettvannskjølte reaktorer. Denne typen er den mest vanlig idag og brukes over hele verden. Det er idag i drift 265 slike anlegg som står for rundt 61 % av elektrisitetsproduksjonen fra kjernekraftverk, alle typer medregnet. Trykkvannsreaktorene er såkalt *Generasjon-II* type som bruker ordinært lettvann til både kjøling og moderasjon i reaktorkjernen. Vannet har et trykk på 160 bar, koker ikke, men varmes opp til 320 - 330 °C når den passerer brenselementene. Vannet overfører termisk energi til en sekundær krets ved et lavere trykk, som igjen produserer damp (mettet damp ved 275 °C) som driver dampturbiner som

i sin tur driver en strømgenerator. Virkningsgraden for slike anlegg er omkring 33 %. En forenklet skisse av et slikt anlegg er vist i Figur 14.2.



Figur 14.2: Trykkvannsreaktoren (PWR).

Uranbrenselet i trykkvannsreaktorer er normalt anriket til noen vektprosent (wt%) U-235 (under 5 wt%). Etter anriking sintres urandioksidet (UO_2) til harde keramiske briketter (*pellets*). De korte sylindriske brikettene legges i tynnveggede rør av et korrosjonsbestandig materiale (Zircaloy). Brenselstavene settes sammen i brenselementer og monteres i firekantete bokser, som så installeres i reaktorkjernen. En typisk trykkvannsreaktor har et stort antall slike brenselementer som består av fra 14x14 - 17x17 brenselstaver med en lengde på ca. 4 meter. En stor reaktor kan ha 150 - 250 slike brenselementer (*fuel assemblies*) med en samlet vekt på 80 - 100 tonn urandioksid.

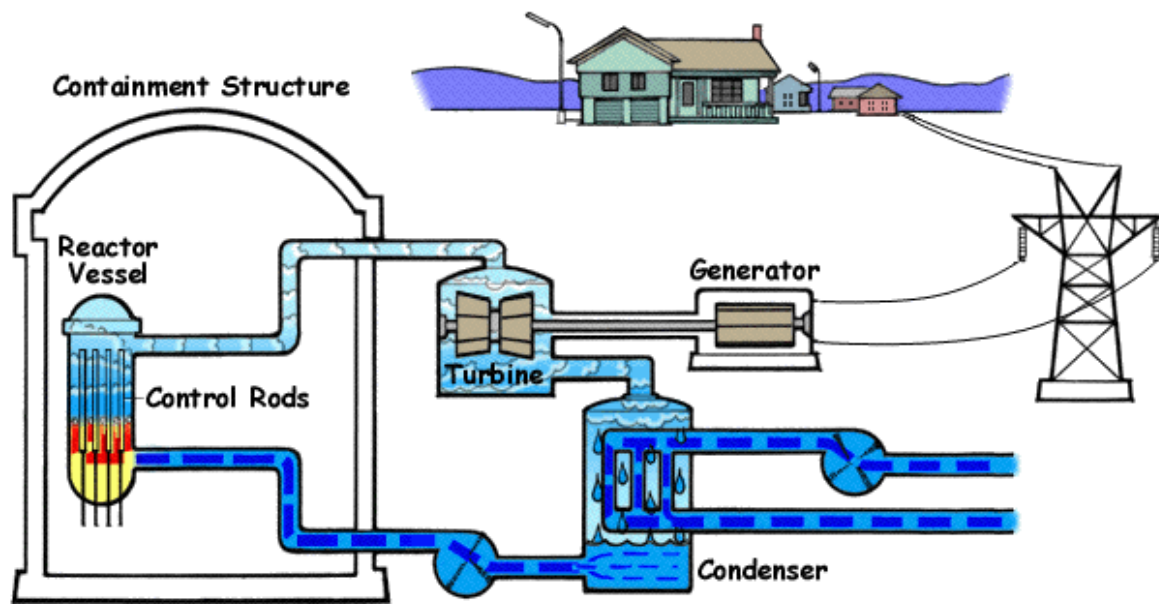
Brenselbytte i moderne trykkvannsreaktorer skjer idag med intervaller på 18 til 24 måneder og ca 1/3 av kjernen byttes ut og erstattes med nytt brensel. Ved brenselbytte stoppes reaktoren.

En annen type trykkvannsreaktor er den russiske typen VVER, som er svært lik den som brukes i Vesten. Brenselstavene har en noe mindre diameter, er anriket til 2,4 - 4,4 wt% (U-235) og brikettene av urandioksid presses, sintres og legges i staver på samme måte.

14.2 Appendiks B2: Kokvannsreaktoren (BWR)

Kokvannsreaktoren tilhører også kategorien lettvannsreaktor og er den nest vanligste av kommersielle kjernekraftverk. Det er i drift rundt 94 anlegg av denne typen og de står for ca. 21 % av elektrisitetsproduksjonen fra alle kjernekraftverk. Kokvannsreaktorene bruker ordinært vann som både kjøling og moderasjon. Kjølevannet mates med pumper inn i bunnen av kjernen og koker på sin vei opp gjennom brenselementene. Dampen som lages (mettet damp av 70 bar og 290 °C) ledes direkte til turbinen (uten sekundærkrets) som driver strømgeneratoren.

Hvert brenselement i en moderne kokvannsreaktor kan inneholde fra 74 - 100 brenselstaver, og kjernen kan bestå av opptil 800 brenselementer med en samlet vekt på 140 tonn urandioksid. Varmebelastning og termisk virkningsgrad er som for trykkvannsreaktorene. Reaktoren stoppes ved brenselbytte. En forenklet skisse av et kokvannsreaktoranlegg er vist i Figur 14.3.



Figur 14.3: Kokvannsreaktor (BWR).

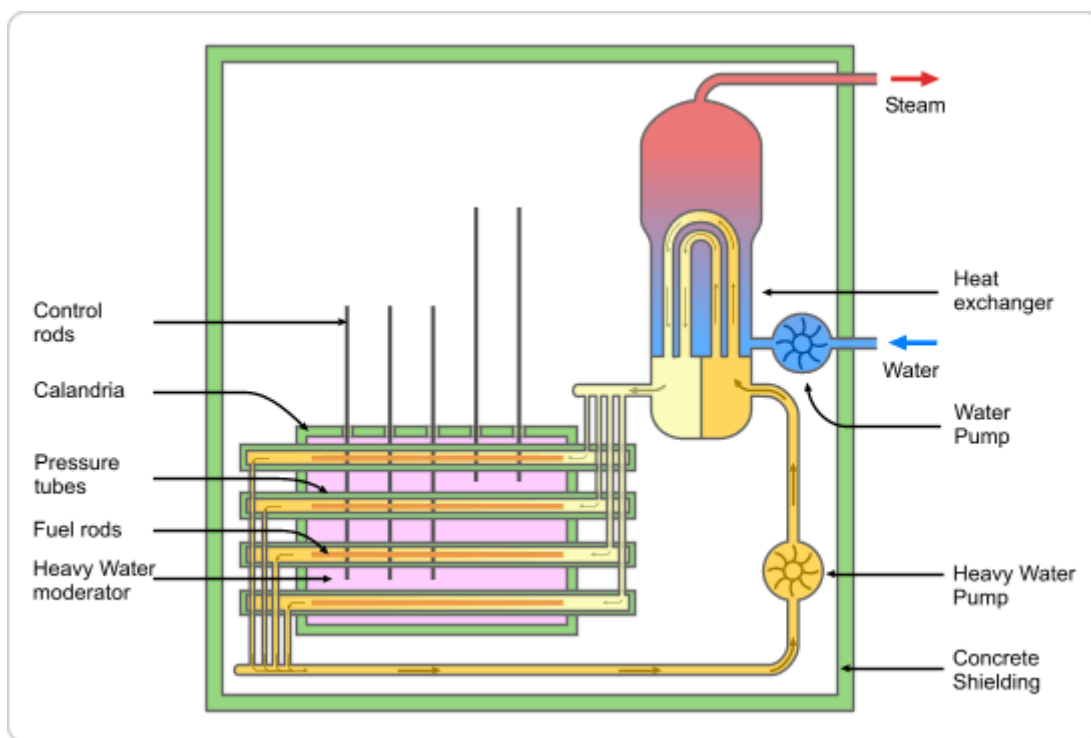
14.3 Appendiks B3: Tungtvannsreaktoren (PHWR eller CANDU-reaktoren)

Tungtvannsreaktoren bruker naturlig uran som brensel og kjøles og modereres med tungtvann (D_2O). Denne typen betegnes ofte som CANDU-reaktoren (konseptet er utviklet i Canada). Det er 44 anlegg av denne typen i drift i verden i dag, og de produserer ca 10 % av strømmen fra kjernekraftverk.

Tungtvannsreaktorene ligner på trykkvannsreaktorene. Fisjonsreaksjonene som skjer i kjernen varmer opp kjølemiddelet (tungtvann i CANDU-reaktoren og lettvann i kokvanns-reaktoren) i primærsystemet, som har høyt trykk for å unngå koking og dampdannelse. Som i en trykkvannsreaktor produseres dampen i en sekundærkrets ved lavere trykk. Dampen driver videre turbinen og generatoren. Virkningsgraden for en CANDU-reaktor er rundt 31 %. Det er en viktig forskjell mellom CANDU-reaktoren og en lettvannsreaktor. I trykkvannsreaktoren er kjernen og moderatoren innesluttet i en stor, tykkvegget, sylindrisk ståltank, mens brenselstaver og -elementer i CANDU er samlet i noen hundre horisontale trykkør som gjennomløper en stor tank med tungtvann som fungerer som moderator. En forenklet skisse av systemet er vist i Figur 14.4.

På grunn av sin gode nøytronøkonomi kan CANDU-reaktoren kjøres med naturlig urandioksid (UO_2) som inneholder 0,7 wt% U-235 som brensel. Brenselementer i en CANDU-reaktor består av en mengde Zircaloy-rør med sine keramiske brenselbriketter montert i sylindere som passer inn i de horisontale trykkørene der varmeoverføringen til vannet skjer. Brenselementene har mellom 28 til 43 halvmeter lange brenselrør montert etter hverandre i disse horisontale kanalene.

Et annet og viktig trekk ved CANDU-reaktoren er at brenselbytte kan skje under drift. Nye brenselementer settes inn i en ende av kanalene samtidig som de gamle skyves ut i den motsatt enden.



Figur 14.4: Skjematisk tegning av en trykksatt tungtvannsreaktor (Pressurised Heavy Water Reactor (PHWR) eller såkalt CANDUreaktor).

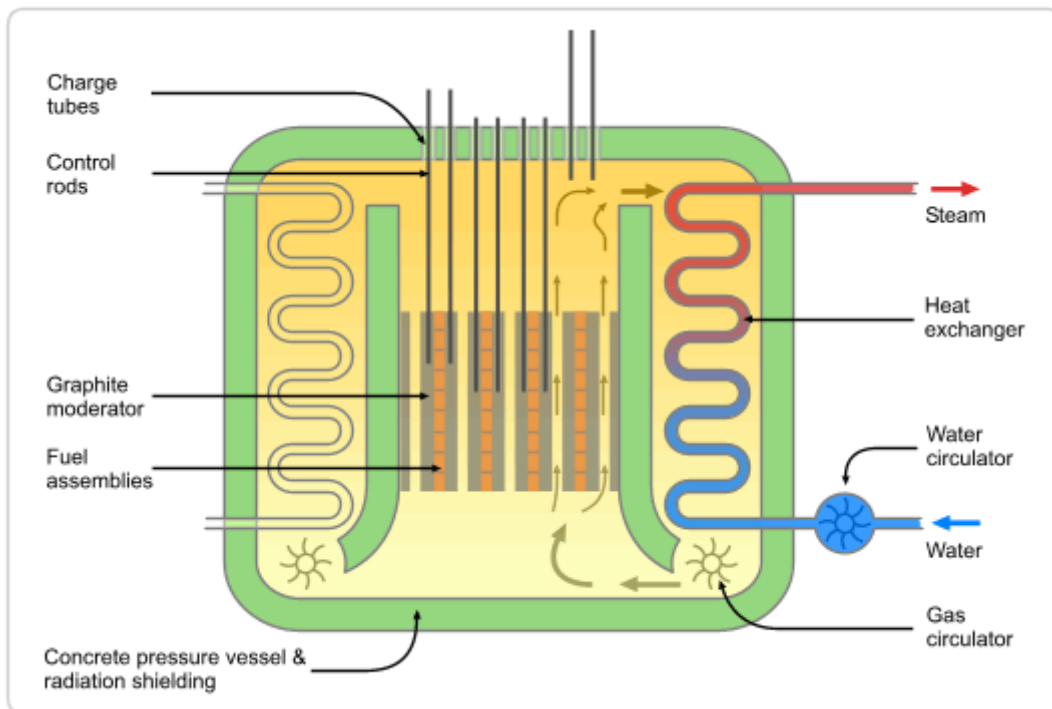
14.4 Appendiks B4: Gasskjølte reaktorer (GCR)

De gasskjølte reaktorene (GCR) er grafittmodererte reaktorer. De bruker enten karbondioksid (CO_2) eller helium (He) som kjølemiddel. Fordelen med denne typen er at kjølemidlet (gassen) kan varmes opp til høye temperaturer slik at anleggenes virkningsgrad blir ca 40 % (eller høyere), sammenlignet med 33 - 34 % for vannkjølte reaktorer.

Den nyeste typen gasskjølte reaktorer kalles høytemperatur gasskjølt-reaktor (HTGR). Denne er kjølt med helium og moderert med grafitt.

Kjølegassen helium kan her oppnå temperaturer opp mot 950 °C. En forenklet skisse av en avansert gasskjølt reaktor (AGR) er vist i Figur 14.4.

En type av grafittmodererte reaktorer er de lettvannskjølte grafittreaktorene (LWGR).



Figur 14.5: Skjematisk tegning av en avansert gasskjølt reaktor (Advanced Gas Cooled Reactor, AGR)

14.5 Appendiks B5: Breederreaktoren (FBR) (Avls-reaktoren)

Alle ovennevnte reaktortyper har det til felles at de er såkalte termiske reaktorer. I termiske reaktorer må de hurtige nøytronene som dannes i fisjonsprosessen bremses ned (termaliseres) ved kollisjoner med atomer i moderatoren. I breeder-reaktoren brukes de hurtige nøytronene direkte i fisjonsprosessen. Hurtige nøytroner stoppes eller absorberes ikke så lett av U-235 eller plutonium Pu-239 som termiske nøytroner, og det høyt anrikete brensel som benyttes i breeder-reaktoren muliggjør en direkte selvgående nukleær kjedereaksjon og dermed behøves ingen moderator i slike reaktorer.

Alle stor-skala breeder-reaktorer har vært kjølt med flytende metall og kalles *Liquid Metal Fast Breeder Reactor (LMFBR)*. De er kjølt med flytende natrium som overfører varmen med varmevekslere fra kjernen til dampen som brukes til drift av turbinene og strømgeneratorene. Breeder-reaktoren bruker normalt en blandet kjerne bestående av ca. 20 % plutoniumoksid (PuO_2) og rundt 80 % urandioksid (UO_2).

Breeder-reaktoren er laget slik at den skal produsere sitt eget brensel ved at den lager mer fissilt materiale under drift enn den forbruker. I mange breeder-reaktorer er kjernen omgitt av en sone med rør som inneholder ikke-fissilt uran-238 (U-238) som, når det fanger opp hurtige nøytroner fra fisjonsprosessen i kjernen delvis omdannes til fissilt plutonium (Pu-239) som så kan utnyttes som brensel i kjernen. Andre typer breeder-reaktorer har en utforming av brenselelementene (som også inneholder U-238) som muliggjør absorpsjon av hurtige nøytroner og dermed en kontinuerlig produksjon (avling) av fissilt materiale under drift.

15. APPENDIKS C: UTDANNING OG TRENING

Finland:

The following courses are initiated or will be started at Åbo Akademi:

- Fall 2006 Nuclear Structure
- Spring 2007 Emerging Nuclear Energy Systems I (ENES-I)
- Spring 2007 Radiation Safety
- Fall 2007 Radiation Safety Laboratory
- Fall 2007 Nuclear Physics
- Spring 2008 Radiation Safety (+ Laboratory if needed)
- Spring 2008 Not yet decided, may be ENES-I/II or Reactor Physics

The program has been discussed with the following parties and has received very positive response from the following institutions:

Olkiluoto Reactor Plant, Helsinki University of Technology, Advanced Energy Systems, Fortum Nuclear Services, STUK, the Finnish Radiation and Nuclear Safety Authority, Technical Faculty of Åbo Akademi, Neutron Physics, the Royal Institute of Technology (KTH), Stockholm.

Sweden:

Göteborg, Chalmers University of Technology:

Undergraduate courses in nuclear engineering are collected as a special “line” (inriktning in Swedish) in the master program in “Applied Physics”. A volume of 30 ECTS in nuclear engineering courses, divided to 4 courses, each consisting of 7,5 ECTS. The courses are given jointly by the groups (formerly departments) of Nuclear Engineering and Nuclear Chemistry, Chalmers. All courses are given during the fall semester, whereas the spring is designated for the master thesis (diploma) work.

The courses contain about 2 laboratory exercises per package, with written reports. In the spring term, or incidentally in the summer, the students perform a one-week long laboratory course at reactors at a research institute. During a very long period, these were made in Studsvik. Since the closing of the R2 and R2-0 reactors in Studsvik, the laboratory exercises were performed at the Kyoto University Research Reactor Institute. The current course package is meant to represent a broad basis in nuclear engineering, and has, in an overview, the following content shown in the Tabell 15.1 below.

Tabell 15.1: The Current Course Package in Nuclear Engineering.

Nuclear Engineering I	Nuclear Engineering II	Nuclear Engineering III	Nuclear Engineering IV
Basic concepts in nuclear physics	Neutron sources	Criticality, the four factor formula	Heat transfer and heat removal
Cross sections	Kinetics in nuclear reactions	The transport equation	Single and two phase flows
Radiation interaction with matter	Neutron moderation	One and two group diffusion	Present nuclear reactors
Biological effects of radiation	Ficks law, diffusion	Reactor dynamics	Past and future nuclear reactors
Neutron interaction with matter	Neutron leakage	Changes in reactivity	Core stability
Neutron induced reactions, activation	The diffusion equation	Reactor calculation methodology	Nuclear reactor performance/safety
Limits and effects of radiation on humans	Chemistry of actinides	Composition of nuclear waste	Design basis accidents/transients
Detector principles and neutron detection	Production and chemistry of super heavy elements	The Swedish system	Core instrumentations
Fission	Radioactivity in nature	Transmutation	Separation techniques
Measurement statistics			Basic solvent extraction
Electronics in nuclear experiments			

Graduate courses given at Chalmers are:

- Advanced Reactor Theory
- Radiation detection and measurement
- Actinide Chemistry
- Solvent Extraction

Stockholm, Royal Institute of Technology:

Undergraduate courses in the master program are given regularly. For the year 2008 they are:

Spring 2008

- Nuclear reactor engineering
- Nuclear power safety
- Chemistry and physics of nuclear fuels
- Transmutation of nuclear waste
- Nuclear reactor dynamics and stability

Fall 2008

- Nuclear Physics
- Radiation protection, dosimetry and detectors
- Reactor Physics
- Light water reactor chemistry
- Thermal hydraulics in nuclear engineering
- Nuclear chemistry

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

- Fuel cycle and waste management
- Numerical methods in nuclear engineering
- Radiation damage
- Generation IV reactors

Uppsala University, Faculty of Science and Technology:

Undergraduate courses are given yearly in:

- Energy physics
- Nuclear energy – Technologies and Systems
- Nuclear physics
- Nuclear and particle physics
- Nuclear science with modern applications

Graduate courses:

- Nuclear Fuel Diagnostics and Safeguards
- Accelerator physics and technology
- Ionizing radiation and detectors

Contacts in Sweden:

- Assoc. Professor Janne Wallenius, Head of Reactor Physics, KTH,
- +46-8-55 378 200, +46-70-603 6306
- Professor Imre Pázsit, Director of CKTC, Chalmers University, +46-31-177 230 81
- Assoc. Professor Ane Håkansson, Research leader Nuclear Fuel Diagnostics and Safeguards, Uppsala University, +46-18-471 3251, +46-70-167 9095
- Nils-Olov Jonsson, Director of SKC, +46-8-7396861, +46-76-134 6861
- Professor Jan Blomgren, Head of Applied Nuclear Physics Uppsala University,
- +46-18-471 3788, +46-70-167 9003

UK:

Beskrivelse av alle kursmoduler som NTEC tilbyr finnes på: <http://www.ntec.ac.uk>:

- N01 Reactor Physics, Criticality & Design, The University of Birmingham
- N02 Nuclear Fuel Cycle, HMS Sultan
- N03 Radiation & Radiological Protection, The University of Manchester
- N04 Decommissioning / Waste / Environmental Management, The University of Liverpool / Westlakes
- N05 Water Reactor Performance and Safety, Imperial College London
- N06 Reactor Materials & Lifetime Behaviour, The University of Manchester
- N07 Safety Case Development, HMS Sultan
- N08 Particle & Colloid Engineering in the Nuclear Industry, University of Leeds
- N09 Policy, Regulation & Licensing, The University of Manchester
- N10 Processing, Storage & Disposal of Nuclear Waste, The University of Sheffield

- N12 Reactor Thermal Hydraulics, HMS Sultan
- N13 Criticality Safety Management, HMS Sultan
- N14 Risk Management, City University, London
- N21 Geotechnical Aspects of Radioactive Waste Disposal, UHI Millennium Institute
- N22 Public & Political Aspects of Nuclear Decommissioning, UHI Millennium Institute
- N23 Environmental Impact Assessment, The University of Liverpool/Westlakes
- N24 Environmental Decision Making Applied to Decommissioning, Lancaster University /Westlakes
- N29 Decommissioning Technology & Robotics, Lancaster University
- N30 Design of Safety Critical Systems, Lancaster University
- N31 Management of the Decommissioning Process , The University of Birmingham
- N32 Experimental Reactor Physics, The University of Manchester

Følgende kurs vil i tillegg bli tilbudt i multimedia fjernundervisningsformat:

N01, N02, N03, N04, N10, N13, N29, N31.

Canada:

The undergraduate courses at UOIT are:

- Corrosion for Engineers
- Environmental Effects of Radiation
- Nuclear Fuel Cycles
- Nuclear Plant Design and Simulation
- Nuclear Plant Operation
- Nuclear Reactor Design
- Principles of Fusion Energy
- Radioactive Waste Management Design
- Risk Analysis Methods
- Strength of Materials

Graduate courses given by UNENE:

- UN 0600 / Industrial Research Project, University of Western Ontario / Staff /
- UN 0601 / Control, Instrumentation and Electrical Systems in CANDU based Nuclear Power Plants / J. Jiang /
- UN 0602 / Nuclear Fuel Waste Management / D. Shoesmith /
- UN 0603 / Project Management for Nuclear Engineers / M. Bennett /
- UN 0700 / Industrial Research Project, University of Waterloo / Staff /
- UN 0701 / Engineering Risk and Reliability / M. Pandey /
- UN 0702 / Power Plant Thermodynamics / R. Chaplin /
- UN 0800 / Industrial Research Project, McMaster University / Staff /
- UN 0801 / Nuclear Plant Systems and Operations / G. Bereznai /
- UN 0802 / Reactor Physics / E. Nichita /

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

- UN 0803 / Nuclear Reactor Safety Design / V. Snell /
- UN 0804 / Reactor Thermal hydraulics / N. Popov /
- UN 0805 / Radiation Health Risks and Benefits / D. Tucker /
- UN 0900 / Industrial Research Project, Queen's University
- UN 0901 / Nuclear Materials / R. Holt /
- UN 0902 Fuel Management / H. Bonin /
- UN 1000 / Industrial Research Project, University of Toronto
- UN 1001 / Reactor Chemistry and Corrosion Lister / D. Lister /

16. APPENDIKS D: STRÅLEVERN

16.1 Appendiks D1: Notat fra Statens strålevern

Notat



Statens strålevern
Norwegian Radiation Protection Authority

Til Thoriumutvalget
Fra Statens Strålevern

Ved: sekretær Lise Moen
Ved: Mette Seyersted

Vår ref:
200700775/532/OJH

Dato: 2. nov 2007

Innledning

Thoriumutvalget har anmodet Statens strålevern om et innspill til utvalgets arbeid. I notatet har vi tatt utgangspunkt i spørsmålet om dagens regelverk og forvaltning er tilpasset muligheten for etablering av thoriumbasert kjernekraft i Norge. Notatet søker å gi en oversikt over gjeldende regelverk i dag, med hovedvekt på strålevernlovgivningen og atomenergilovgivningen.

Statens strålevern er landets fagmyndighet innen strålevern og atomsikkerhet, og forvalter atomenergiloven og strålevernloven med forskrifter samt internkontrollforskriften. Strålevernet er et direktorat underlagt Helse og omsorgsdepartementet (HOD), og dessuten et fagdirektorat for Miljøverndepartementet (MD) og Utenriksdepartementet (UD). Strålevernet betjener også andre departementer i spørsmål knyttet til stråling og strålesikkerhet.

Avgrensninger og forutsetninger

Det er en rekke forutsetninger som må antas innfridd for at man skal ta opp forvaltningsmessige og juridiske tilpasninger til etablering av norsk kjernekraft. Det må blant annet forutsettes at Stortinget har gitt sin tilslutning til å etablere og ta i bruk kjernekraft i Norge, at det finnes kompetanse til å gjennomføre de nødvendige prosessene, og også at de øvrige ressursmessige behov er innfridd hos aktørene som blir involvert.

Oversikt over norsk regelverk som får eller kan få anvendelse (ikke komplett)

- Lov om bergverk (30. juni 1972)
- Lov om erverv av vannfall, bergverk og annen fast eiendom mv. (industrikonsesjonsloven) (14. desember 1917)
- Plan- og bygningsloven (14. juni 1985)
- Forskrift om konsekvensutredninger (1. april 2005)
- Atomenergiloven (12. mai 1972)
- Forskrift om fysisk beskyttelse av nukleære materialer (2. november 1984)
- Forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer (12. mai 2000)
- Energiloven (30. juni 1990)
- Lov om strålevern og bruk av stråling (strålevernloven) (12. mai 2000)
- Forskrift om strålevern og bruk av stråling (21. november 2003)
- Lov om vern mot forurensninger og om avfall (forurensningsloven) (13. mars 1981) med forskrifter
- Lov om arbeidsmiljø, arbeidstid og stillingsvern mv. (arbeidsmiljøloven). (17. juni 2005)
- Forskrift om arbeid med ioniserende stråling (14. juni 1985, nr. 1157)
- Forskrift om helse-, miljø og sikkerhetsarbeid i virksomheter (internkontrollforskriften) (6. desember 1996, nr. 1127)

Oversikt over norsk regelverk som må vurderes i forhold til:

■ Utvinning av thorium

Strålevernloven med forskrift vil få anvendelse i forbindelse med utvinning av thorium. Dessuten vil slik virksomhet måtte vurderes i forhold til mer generelt regelverk om bergverk. I denne sammenheng nevnes blant annet bergverksloven og industrikonsesjonsloven. De rette myndigheter for bergverksloven og industrikonsesjonsloven er henholdsvis Nærings- og handelsdepartementet (NHD) og Olje og energidepartementet (OED). For øvrig vil også utvinning av thorium måtte vurderes i forhold til plan- og bygningsloven og forskrift om konsekvensutredninger som forvaltes av Miljøverndepartementet (MD). Deler av dette regelverket gjennomgås i egne avsnitt under.

■ Anriking, brenselproduksjon, reaktordrift og avfallsdisponering

Disse virksomhetene vil blant annet reguleres av plan og bygningsloven med forskrift om konsekvensutredninger, atomenergiloven, strålevernloven med forskrift, energiloven og forurensningsloven (se egne avsnitt).

Oversikt over konvensjoner og internasjonale avtaler som Norge har ratifisert

- Konvensjon vedrørende kjernefysisk sikkerhet (20. september 1994)
- Traktat om ikke-spredning av kjernefysiske våpen (1. juli 1968)
- Felleskonvensjonen om sikkerhet ved håndtering av brukt kjernebrensel og sikkerhet ved håndtering av radioaktivt avfall (29. september 1997)
- Konvensjon om fysisk beskyttelse av nukleært materiale (3. mars 1980, endret 2005)
- Pariskonvensjonen om erstatningsansvar på atomenergiens område (29. juli 1960) med tilleggsprotokoller
- Konvensjon om tidlig varsling av en atomulykke (26. september 1986) samt flere bilaterale avtaler
- Konvensjon om assistanse i tilfelle av en nukleær ulykke eller radiologisk krisesituasjon (26. september 1986)
- Avtale mellom Norge, Danmark, Finland og Sverige og Det internasjonale atomenergibyrå (IAEA) om gjensidig hjelp i forbindelse med strålingsuhell (17. oktober 1963)
- Konvensjon om konsekvensutredninger for tiltak som kan ha grenseoverskridende miljøvirkninger (25. februar 1991)
- Konvensjon om bevaring av det marine miljø i Nordøst-Atlanteren (OSPAR-konvensjonen) (22. september 1992)

Plan- og bygningsloven, kap. om konsekvensutredninger (VII-a)

Utvinning, bygging og drift av kjernekraftverk samt avfallshåndtering må konsekvensutredes av tiltakshaver i henhold til forskrift om konsekvensutredninger. Trussel- og risikovurderinger ved virksomheten inkluderes i konsekvensutredningen.

Atomenergiloven med forskrifter

Atomenergiloven med forskrifter gir blant annet bestemmelser om:

- Konsesjon for oppføring, eierskap og drift av atomanlegg samt løyve
- Tilsynsoppgaver til Statens strålevern
- Sikkerhetstiltak og beredskap
- Gebyr og avgift
- Atomansvaret (erstatning og forsikring)
- Kontroll med fredelig utnytting av atomenergi

Atomenergiloven tar utgangspunkt i et sett med definisjoner

§ 1. (definisjoner). (utdrag)

” I denne lov menes med

(a) atombrensel:

spaltbart stoff som består av uran eller plutonium i metallisk form, i legering eller i kjemisk forbindelse, samt annet spaltbart stoff som departementet måtte bestemme;

(b) radioaktivt produkt:

annet radioaktivt stoff (herunder avfall) som er dannet eller blitt radioaktivt ved bestråling i forbindelse med framstilling eller bruk av atombrensel;

(c) atomsubstans:

atombrensel, bortsett fra naturlig uran og utmagret uran, samt radioaktivt produkt, unntatt radioisotoper som brukes til industrielt, kommersielt, jordbruksmessig, medisinsk, vitenskapelig eller undervisningsmessig formål eller som er bestemt for og uten videre brukelige til et slikt formål;

(d) atomreaktor:

innretning som inneholder atombrensel under slike forhold at spalting av atomkjerner kan oppstå i den og selv holde seg ved like i kjedereaksjon uten neutrontilførsel fra annen kilde;

(e) atomanlegg:

atomreaktoranlegg;

fabrikk for framstilling eller behandling av atomsubstans,

fabrikk for separasjon av isotoper i atombrensel,

fabrikk for opparbeiding av bestrålt atombrensel,

innretning for lagring av atomsubstans, bortsett fra innretning som er bestemt til bare å brukes til midlertidig oppbevaring under transport,

og etter departementets nærmere bestemmelse annen innretning der det fins atombrensel eller radioaktivt produkt;

....”

Konsesjon

Atomenergiloven inneholder bestemmelser om konsesjon for oppføring, eierskap og drift av atomanlegg, samt løyve.

§§ 4 og 10 (konsesjon for atomanlegg) (utdrag)

Oppføring, eierskap og drift av atomanlegg krever konsesjon av Kongen (Regjeringen)

Myndigheter: OED for kjernekraftverk, HoD for andre former for atomanlegg

”Konsesjonen skal gjelde for et bestemt driftssted.”

”Konsesjon til bygging av atomkraftverk bør ikke gis før Stortinget har gitt sitt samtykke.”

”Strålevernet skal forberede og avgi innstilling om alle søknader om konsesjon og løyve.”

Konsesjonsplikt for atomreaktor omfatter:

- Uranbaserte kjernekraftverk
- Thoriumbaserte kjernekraftverk der thorium er brukt sammen med uran eller plutonium for å holde kjedereaksjonen i gang

Et akseleratordrevet system basert på rent thorium omfattes ikke av lovens begrep “atomreaktor” fordi systemet vil være avhengig av en ekstern proton- eller nøytronkilde for å holde kjedereaksjonen i gang. For at et thoriumbasert akseleratordrevet (ADS) kjernekraftverk skal dekkes av atomenergilovens konsesjonskrav mv., vil atomenergiloven måtte endres.

Tilsynsoppgaver til Statens strålevern

Statens stråleverns rolle er omtalt i atomenergilovens §§ 10, 11, 13, 14, mv

Utdrag av §§ 10 og 11:

”Statens strålevern er det øverste faglige organ når det gjelder sikkerhetsspørsmål.”

”Statens strålevern skal føre løpende kontroll med oppføringen av atomanlegg.”

”Før et atomanlegg settes i drift, skal innehaveren ha godkjenning til dette av Statens strålevern.”

”Det påhviler Strålevernet å føre kontroll med overholdelse og gjennomføring av alle sikkerhetsmessige forskrifter og vilkår, samt pålegg gitt med hjemmel i denne lov.”

”Driften av et atomanlegg står under løpende tilsyn av Statens strålevern.”

Sikkerhetstiltak og beredskap

Norge har ratifisert alle konvensjoner under IAEA som omhandler strålevern, strålingssikkerhet og ikke-spredning. Eventuell kjernekraft i Norge vil likevel kreve ytterligere lovregulering. Slikt regelverk vil i stor grad kunne implementeres fra internasjonale retningslinjer og øvrig internasjonalt regelverk, slik som fra IAEA Safety Standards¹ på

- Strålevern
- Kjernefysisk sikkerhet
- Strålingsrelaterte aktiviteter som gruvedrift for utvinning av reaktorbrensel
- Avfallshåndtering og -deponering

Gebyr og avgift (atomenergiloven § 57)

Det er gebyr for konsesjonsbehandling og avgift for tilsyn av atomanlegg. Gebyr og avgift fastsettes av Kongen (Regjeringen).

Atomansvaret (erstatning og forsikring)

Pariskonvensjonen med tilleggsprotokoller mv. er gjennomført i Kap III i atomenergiloven.

Kontroll med fredelig utnytting av atomenergi (atomenergiloven § 51)

Norge er tilsluttet avtale om internasjonal sikkerhetskontroll:

■ Avtale mellom Norge og Det internasjonale atomenergibyrå (IAEA) om utføring av sikkerhetskontroll i forbindelse med traktat om ikke-spredning av kjernefysiske våpen (1. mars 1972) og

■ Tilleggsprotokoll til Avtale mellom Norge og Det internasjonale atomenergibyrå (IAEA) om utføring av sikkerhetskontroll i forbindelse med traktaten om ikke-spredning av kjernefysiske våpen (29. september 1999)

Fra atomenergiloven § 51:

”Kongen kan gi de forskrifter som trengs for å sikre og føre kontroll med at atomanlegg, utstyr for atomanlegg, atombrensel, radioaktivt produkt og andre materialer for atomenergiformål som er underlagt internasjonal sikkerhetskontroll etter avtale som Norge er tilsluttet, bare blir benyttet til fredelige og ikke-eksplosive formål. Norske inspektører skal i kontrolløyemed ha adgang til atomanlegg og til andre steder der materiale og utstyr som nevnt finnes eller antas å finnes. Inspektørene har rett til å få de opplysninger de finner nødvendige for å kunne fastslå om slikt anlegg, utstyr eller materiale bare nyttes til fredelige og ikke-eksplosive formål. I den utstrekning det følger av avtale om internasjonal sikkerhetskontroll som Norge er tilsluttet, skal også utenlandske inspektører ha slik rett til

¹ EURATOM-direktiver vil også bli vurdert i dette arbeidet, i tillegg til svensk og finsk regelverk om kjernekraft.

opplysninger og, ledsaget av norske inspektører eller bemyndigete personer, ha adgang til atomanlegg m m i samsvar med annet punktum. ”

Eksport av thorium

Eksport av thorium reguleres av atomenergilovens **forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer §§ 11 og 12** (hhv melding til kontrollorganet og tillatelse fra Utenriksdepartementet)

”Eksport er ikke tillatt uten at dette er særskilt angitt i løyvet.¹ Innehaveren skal omgående gi melding til kontrollorganet² etter avsendelse av materialet.

1 Jf. lov av 12. mai 1972 nr. 28 om atomenergivirksomhet § 5 nr. 2 siste punktum. ”

”Nukleært materiale og flerbruksvarer skal ikke eksporteres uten tillatelse fra Utenriksdepartementet.¹ Ved utførsel av nukleært materiale og flerbruksvarer vil den innvilgede utførselstillatelsen stille vilkår om at eksportøren rapporterer til Utenriksdepartementet på fastlagt skjema med beskrivelse av den utførte varen, vekt/kvantitet, navn og adresse på sluttbruker og tidspunkt for utførselen. Gyldig utførselstillatelse fra Utenriksdepartementet må fremlegges for Tollvesenet ved utførselen.

1 Jf. lov av 18. desember 1987 nr. 93 om kontroll med eksport av strategiske varer, tjenester og teknologi m.v., og tilhørende forskrift av 10. januar 1989 nr. 51 til gjennomføring av utførselsreguleringen for strategiske varer, tjenester og teknologi. ”

der begrepet nukleært materiale omfatter thorium, spesifisert i § 2 (utdrag):

”I denne forskrift menes med

- a) nukleært materiale: plutonium, anriket uran, naturlig uran, utarmet uran, isotopen uran-233, thorium, samt ethvert materiale som inneholder ett eller flere av disse stoffer. Plutonium med mer enn 80 % plutonium-238 regnes også som nukleært materiale dersom det ikke er innoperert i pasienter som ledd i medisinsk behandling. Malmer regnes ikke som nukleært materiale.*
- b) flerbruksvarer: utstyr og ikke-nukleært materiale til bruk ved fremstilling, behandling og bruk av nukleært materiale, slik dette defineres i vedlegg II til Tilleggsprotokollen til Norges avtale om sikkerhetskontroll med Det internasjonale atomenergibyrået, IAEA. ”*
- j) kontrollorgan: Statens strålevern eller den institusjon som Statens strålevern utpeker til å gjennomføre intern sikkerhetskontroll*

Import av thorium

Import av thorium reguleres av atomenergilovens forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer Kap II, som følger:

”§ 3. (om løyve for besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale)

- 1. Uten løyve av Helse- og omsorgsdepartementet må ingen besitte, omsette eller transportere nukleært materiale. Dette gjelder likevel ikke for besittelse, omsetning eller transport av naturlig uran, utarmet uran eller thorium for ikke-nukleære formål. Løyve trengs ikke i den utstrekning virksomhet er omfattet av konsesjon etter atomenergiloven § 4. Løyve gis på de vilkår som finnes påkrevet av hensyn til sikkerheten og andre allmenne hensyn.*
- 2. Med grunnlag i kontrollorganets uttalelse innstiller Statens strålevern overfor Helse- og omsorgsdepartementet om hvorvidt løyve skal gis eller ikke.*

3. Søknad om løyve til å besitte, omsette eller transportere nukleært materiale sendes Statens strålevern. (forts.)
4. Avsender og mottaker av nukleært materiale skal ved omsetning og transport av materialet omgående gi kontrollorganet skriftlig melding om type materiale, formål, avsenders og mottakers navn og adresse, mottaks- og avsendelsesdato og nøyaktig vekt av materialet.”

Strålevernloven med forskrift

Strålevernloven med forskrift omhandler blant annet:

- Generelle krav (grunnleggende strålevernprinsipper)
- Kompetanse og opplæring
- Risikovurdering og beredskap
- Krav om godkjenninger (strålevernforskriften §5)
- Yrkesmessig eksponering (strålevernforskriften kapittel IV)
- Bestemmelser angående det ytre miljø
- Strålevernets tilsynsrolle

Strålevernprinsipper

Strålevernloven § 5 omhandler forsvarlighetsbegrepet som blant annet omfatter de grunnleggende strålevernprinsippene (berettigelse, optimalisering og dosegrenser).

Krav om godkjenninger

Godkjenningskrav er fastsatt i strålevernforskriften § 5 og omfatter bl. a:

- Utslipp av radioaktive stoffer
- Anlegg for behandling, lagring og deponering av radioaktivt avfall
- Import og eksport av radioaktivt avfall

Godkjenningskrav for utvinning av thorium er per i dag ikke nedfelt i strålevernregelverket. Et slikt krav vil bli vurdert i forbindelse med kommende revisjoner av dette regelverket.

Yrkesmessig eksponering

Strålevernloven gir bestemmelse om yrkesmessig eksponering av ioniserende stråling i § 21 (utdrag):

”All stråleeksponering skal holdes så lavt som praktisk mulig, og følgende dosegrenser skal ikke overskrides:

- a) Dosegrensen for arbeidstakere over 18 år er 20 mSv per kalenderår. Statens strålevern kan gi dispensasjon for enkeltpersoner, der det av hensyn til arbeidets art ikke er praktisk mulig å fastsette en årlig grense på 20 mSv. Det kan i slike tilfeller gis tillatelse til å praktisere en grense på 100 mSv over en sammenhengende 5-årsperiode, under forutsetning av at effektiv dose ikke overstiger 50 mSv i noe enkelt år. ”*

Grenseverdiene for yrkeseksponering er i overensstemmelse med internasjonale grenseverdier.

Bestemmelser angående det ytre miljø

Strålevernloven med forskrift regulerer stråling i det ytre miljø. I strålevernforskriften stilles det krav om godkjenning av anlegg for behandling, lagring og endelig forvaring (deponering) av radioaktivt avfall. Særskilte bestemmelser om utslipp til miljøet og om avfallsbehandling av stoffer som avgir ioniserende stråling finnes i strålevernforskriften kap V.

Utdrag fra kap. V:

”Virksomheter som forårsaker utslipp av radioaktive stoffer, skal inneha godkjenning fra Statens strålevern, jf. § 5 bokstav o. Virksomhetene skal benytte beste tilgjengelige teknologi, slik at utslipp til miljø unngås eller holdes på laveste mulig nivå.” (forts.)

”Statens strålevern kan pålegge virksomheter som forårsaker eller kan forårsake radioaktiv forurensning eller stråling i miljøet, å gjennomføre undersøkelser og tiltak som med rimelighet kan kreves for å d) motvirke at forurensningen føre til skade eller ulempe.”

”Radioaktivt avfall skal tas hånd om slik at det fører til minst mulig skade og ulempe. Avfallsbehandlingen skal generere a) minst mulig avfall og b) foregå med bruk av best tilgjengelig teknikk”

Grenseverdier for forurensning ved utslipp er i overensstemmelse med internasjonale grenseverdier/anbefalinger (IAEA).

Import

Import skal utføres på en forsvarlig måte i henhold til strålevernloven § 5. Videre vil import av thorium kunne omfattes av strålevernloven § 20 (import og omsetningsforbud):

”Statens strålevern kan nekte import eller omsetning av ethvert produkt eller stoff og enhver vare som kan medføre en helse- eller miljørisiko på grunn av stråling, forutsatt at dette ikke strider mot internasjonale avtaler som Norge er tilsluttet.”

Mangler

Etablering av norsk kjernekraft vil trolig forutsette en gjennomgang av strålevernloven og/eller forskrift for å avdekke behov og mangler i regelverket og for å sikre at dette regelverket i tilstrekkelig grad utfyller bestemmelser i atomenergiloven. Det vil for eksempel måtte vurderes å forskriftsfeste godkjenningskrav til utvinning av thorium.

Forurensningsloven med forskrifter

Forurensningsloven regulerer vern mot forurensninger og avfall. Forurensningsmyndigheten (SFT) kan etter søknad gi tillatelse til virksomhet som kan medføre forurensning (§ 11).

Forurensningslovens forurensningsbegrep omfatter stråling i den utstrekning forvaltningsmyndigheten (MD) bestemmer (forurensningsloven § 6). Per i dag regulerer forurensningsloven ikke radioaktiv forurensning fra kjernekraftverk.

Internkontroll

I henhold til forskrift om helse-, miljø og sikkerhetsarbeid i virksomheter (Internkontrollforskriften) skal virksomheter sørge for systematiske tiltak som skal sikre at virksomhetens aktiviteter planlegges, organiseres, utføres og vedlikeholdes i samsvar med krav fastsatt i eller i medhold av helse-, miljø- og sikkerhetslovgivningen. Dette omfatter blant annet krav i strålevernlovgivningen, arbeidsmiljølovgivningen, forurensningslovgivningen og brann- og eksplosjonslovgivningen.

I følge atomenergiloven § 6 kan Kongen (Regjeringen) ved forskrift eller enkeltvedtak gi nærmere regler om internkontroll og internkontrollsystemer for å sikre at krav fastsatt i eller i medhold av denne loven overholdes. Forskriftsfesting av krav til internkontroll vil måtte vurderes i forbindelse med en revisjon av atomenergilovgivningen.

Energiloven

Energiloven gir krav om:

- konsesjon på anlegg for produksjon, omforming, overføring og fordeling av elektrisk energi med høy spenning
- områdekonsesjon for bygging og drift av slikt anlegg

Konsesjonssøknadsprosess

- Prosessen for en norsk konsesjonssøknad for et kjernekraftverk vil kunne se slik ut:
- Plan for utredningsprogram som grunnlag for konsekvensutredning fra forslagsstiller oversendes til ansvarlig fagmyndighet (med påfølgende høring)
- Dette gir etter behandling grunnlag for et fastsatt utredningsprogram (fastsatt av ansvarlig fagmyndighet)
- Fastsatt utredningsprogram gir grunnlag for konsekvensutredningen
- Konsekvensutredning ved forslagsstiller
- Konsekvensutredning og konsesjonssøknad etter atomenergiloven, oversendes OED samtidig
- Høring av søknad med konsekvensutredning
- Konsesjonssøknad med konsekvensutredning forelegges Stortinget?
- Behandling og innstilling fra Statens strålevern til OED
- OED innhenter vurdering og aktuelle konsesjoner/tillatelser fra berørte myndigheter, ferdigbehandler søknaden og fremlegger saken for Regjeringen
- Saken forelegges Stortinget
- Vedtak v/kgl. res (atomenergiloven § 4 første ledd)

Oppsummering:

Regelverk som er eller vil kunne være relevant for thoriumbasert kjernekraft

Virksomhet relatert til norsk thoriumbasert kjernekraft vil blant annet reguleres gjennom følgende lover: Plan og bygningsloven med forskrift, atomenergiloven med forskrifter, strålevernloven med forskrift, energiloven og forurensningsloven. Utvinning av thorium vil i tillegg måtte vurderes i forhold til bergverksloven og industrikonsesjonsloven.

Behov for revidert eller utfyllende regelverk i forbindelse med thoriumbasert kjernekraft

Et konvensjonelt kjernekraftverk basert på thoriumbrensel vil sannsynligvis dekkes av atomenergiloven om krav av konsesjon, i motsetning til et rent thoriumbasert akseleratordrevet kraftverk (ADS). Atomenergilovens definisjoner ville i så tilfelle måtte endres til å inkludere enhver form for thoriumkraftverk. I tilfelle norsk kjernekraft etableres, vil det være behov for en total gjennomgang av atomenergiloven, samt behov for utfyllende forskrifter, blant annet om sikkerhet og internkontroll til denne. Slike utfyllende forskrifter kan baseres på internasjonale krav og retningslinjer. Det vil også kunne være behov for enkelte endringer i strålevernloven og/eller forskrift. Det er blant annet behov for å forskriftsfeste godkjenningskrav til utvinning av thorium.

Eksport av thorium

Atomenergilovens forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer regulerer eksport av thorium. Eksport er ikke tillatt uten at dette er særskilt angitt i løyvet og thorium skal ikke eksporteres uten tillatelse fra Utenriksdepartementet. Der eksport av thorium tillates, er det meldeplikt til kontrollorganet (Statens Strålevern) og UD.

Import av thorium

Import av thorium forutsetter løyve i henhold til atomenergilovens forskrift om besittelse, omsetning og transport av nukleært materiale og flerbruksvarer § 3. Strålevernloven stiller krav til forsvarlig import av thorium, og kan på visse vilkår nekte slik import.

16.2 Appendiks D2: Decay Properties of the Th-232 and U-238 Decay Series

Decay properties of radionuclides included in the Th-232 and U-238 decay series.

Thorium series

Uranium series

nuclide	decay mode	half life	α -energy MeV (γ -energy keV)	product of decay		nuclide	decay mode	half life	α -energy MeV (γ -energy keV)	product of decay
						²³⁸ U	α	4.468·10 ⁹ a	4.270 (50)	²³⁴ Th
²³² Th	α	1.405·10 ¹⁰ a	4.081 (64)	²²⁸ Ra		²³⁴ Th	β^-	24.10 d	0.273 (63, 92)	²³⁴ Pa
²²⁸ Ra	β^-	5.75 a	0.046 (14)	²²⁸ Ac						
						²³⁴ Pa	β^-	6.70 h	2.197 (131, 881)	²³⁴ U
						²³⁴ U	α	245500 a	4.859 (53)	²³⁰ Th
²²⁸ Ac	β^-	6.25 h	2.124 (911, 969)	²²⁸ Th						
²²⁸ Th	α	1.9116 a	5.520 (84)	²²⁴ Ra		²³⁰ Th	α	75380 a	4.770 (68)	²²⁶ Ra
²²⁴ Ra	α	3.6319 d	5.789 (241)	²²⁰ Rn		²²⁶ Ra	α	1602 a	4.871 (186)	²²² Rn
²²⁰ Rn	α	55.6 s	6.404 (550)	²¹⁶ Po		²²² Rn	α	3.8235 d	5.590 (510)	²¹⁸ Po
						²¹⁸ Po	α 99.98 % β^- 0.02 %	3.10 min	6.115 0.265	²¹⁴ Pb ²¹⁸ At
						²¹⁸ At	α 99.90 % β^- 0.10 %	1.5 s	6.874 2.883	²¹⁴ Bi ²¹⁸ Rn

						^{218}Rn	α	35 ms	7.263 (609)	^{214}Po
						^{214}Pb	β^-	26.8 min	1.024 (352, 295)	^{214}Bi
						^{214}Bi	β^- 99.98 % α 0.02 %	19.9 min	3.272 (609, 1764, 1120) 5.617	^{214}Po ^{210}Tl
^{216}Po	α	0.145 s	6.906 (805)	^{212}Pb		$^{214}\text{Po}/^{210}\text{Tl}$	$\alpha /$ β^-	0.1643 ms / 1.30 min	7.883 / 5.484 (800, 298)	^{210}Pb
^{212}Pb	β^-	10.64 h	0.570 (239, 300)	^{212}Bi		^{210}Pb	β^-	22.3 a	0.064 (47)	^{210}Bi
^{212}Bi	β^- 64.06% α 35.94%	60.55 min	2.252 6.208 (727)	^{212}Po ^{208}Tl		^{210}Bi	β^- 99.99987% α 0.00013%	5.013 d	1.426 5.982 (266, 304)	^{210}Po ^{206}Tl
^{212}Po	α	299 ns	8.955 (2615, 728, 585)	^{208}Pb		^{210}Po	α	138.376 d	5.407 (803)	^{206}Pb
^{208}Tl	β^-	3.053 min	4.999 (2615, 583, 511, 860, 277)	^{208}Pb		^{206}Tl	β^-	4.199 min	1.533 (803)	^{206}Pb
^{208}Pb	.	stable	.	.		^{206}Pb	-	stable	-	-

17. FIGURLISTE

Figur 2.1:	Elektrisitetsproduksjon fra ulike energikilder i 2004.....	7
Figur 2.2:	Klimagassutslipp fra elektrisitetsproduksjon.....	8
Figur 2.3:	Historisk og forventet framtidig energiforbruk og produksjon av karbondioksid (CO ₂) i verden	8
Figur 2.4:	Produksjon av petroleum i Norge fra 1971 til 2006.....	11
Figur 2.5:	Elektrisitetspris ("System Price") fra 1996 til 2006.....	12
Figur 2.6:	Elektrisitetsproduksjon og -forbruk i Norge fra 1970 til 2007 (Estimert til 2020).....	13
Figur 2.7:	Antall reaktorer i drift på verdensbasis (pr. 8. august 2007).....	14
Figur 2.8:	Aldersfordelingen for reaktorer i drift (pr. 26. juni 2007).....	15
Figur 2.9:	Utviklingen av kjernekraften.....	15
Figur 2.10:	Verdens uranressurser (gruvedriftskostnader < 130 US\$/kgU).....	17
Figur 2.11:	Kumulativ etterspørsel etter naturlig uran og ressursmengde (Variant I: Fortsatt vekst i kjernekraft).....	18
Figur 2.12:	Historiske spotpriser for uran.....	19
Figur 2.13:	Thoriumforekomster i verden.....	20
Figur 2.14:	Verdens Thoriumreserver og -ressurser (Reserve Base).....	20
Figur 3.1:	Geologisk kart over Fensfeltet.....	24
Figur 3.2:	Thorium i det øvre jordsmonn og fjellgrunn i Fensfeltet.....	26
Figur 3.3:	Uran i det øvre jordsmonn og fjellgrunn i Fensfeltet.....	26
Figur 3.4:	Foto av et tynt snitt av jernholdig karbonatitt fra Fensfeltet undersøkt med SEM- elektromikroskop.....	27
Figur 3.5:	Kart over Norge som viser lokaliseringen av thoriumrike områder.....	28
Figur 4.1:	Frigjøringsrater for fisjonsgass for moderne, høykvalitets TRISO-brensel.....	37
Figur 5.1:	Relevante isotoper i thoriumbrenselssyklusen.....	38
Figur 5.2:	Absorpsjonstverrsnitt av Thorium-232 (Th-232) i det epitermiske nøytronenergiområdet.....	39
Figur 5.3:	Fisjonstverrsnitt ved høye nøytronenergier for isotopene thorium-232 (Th-232), uran-238 (U-238), plutonium-240 (Pu-240) og plutonium-242 (Pu-242).....	39
Figur 5.4:	Fisjonstverrsnitt for isotopene uran-233 (U-233), uran-235 (U-235) og plutonium-239 (Pu-239) i det termiske energiområdet.....	40
Figur 5.5:	η -verdiene av U-233, U-235 og Pu-239.....	40
Figur 5.7:	Generell layout av den avanserte tungtvannsreaktoren (AHWR).....	49
Figur 5.8:	Skjema over et akseleratordrevet system (ADS).....	56
Figur 5.9:	Energiforsterkeren til Carlo Rubbia.....	58
Figur 5.10:	Skjematisk oversikt over energiforsterkersystemet for elektrisitetsproduksjon.....	59
Figur 5.11:	Skisse av en vindusløs grenseflate mellom akseleratoren og spallasjonsregionen.....	61
Figur 5.12:	Disposisjonsforslag (høyre) og det fem meter lange flytende metall MEGAPIE-målet.....	62
Figur 5.13:	Antatt økning av strålingseffekt med en faktor 2 på ett sekund.....	63
Figur 5.14:	Effektutvikling i en blykjølt energiforsterker (med k = 0,99) for et sakte reaktivitetstilskudd.....	64
Figur 6.1:	Strålingsgiftighet fra aktinidene i avfallet dersom thorium brukes i en CANDU-reaktor som kjøres med åpen brenselssyklus og HEU som fissilt start-materiale (kurve A).....	72
Figur 6.2:	Reduksjon av strålingsgiftighet som en funksjon av tid etter fjerning av avfallet for tilfellet med uran- og thoriumsyklus og med resirkulering av alle aktinider.....	73
Figur 6.3:	Oversikt over THOREX-prosessen (Thorium Extraction).....	75
Figur 7.1:	Typiske kategorier avfall fra gruvedrift og opparbeiding av thorium.....	80
Figur 13.1:	Illustrasjon av fisjonsprosessen.....	109
Figur 13.2:	Brenselbriketter (fuel pellets) og briketter montert i en brenselspinne.....	109
Figur 14.1:	Antall reaktorer fordelt på type pr. desember 2007.....	111
Figur 14.2:	Trykkvannsreaktoren (PWR).....	112
Figur 14.3:	Kokvannsreaktor (BWR).....	113
Figur 14.4:	Skjematisk tegning av en trykksatt tungtvannsreaktor (Pressurised Heavy Water Reactor (PHWR) eller såkalt CANDUreaktor).....	114
Figur 14.5:	Skjematisk tegning av en avansert gasskjølt reaktor (Advanced Gas Cooled Reactor, AGR).....	115

18. FORKORTELSER

(Th,U)O ₂	thorium-uran-dioksid (<i>thorium uranium dioxide</i>)
AAA	<i>Advanced Accelerator Applications Program, USA</i>
ADS	akseleratordrevet system (<i>Accelerator Driven System</i>)
AHWR	avansert tungtvannsreaktor (<i>Advanced Heavy Water Reactor, Indian design</i>)
Aktinider	Element med atomnummer fra og med 89 (Actinium)
ALARA	<i>As Low As Reasonably Achievable</i>
AVR	<i>Atom Versuchs Reaktor</i>
BARC	<i>Bhabha Atomic Research Centre, India</i>
Be	beryllium
bpd	fat pr. dag (<i>barrels per day</i>)
Bq	Becquerel (mengde materiale som produserer 1 desintegrasjon pr. sekund)
Bq/kg	Becquerel pr. kilogram
BWR	kokvannsreaktor (<i>Boiling Water Reactor</i>)
CANDU	<i>Canada Deuterium Uranium Reactor</i>
Ce	cerium
CEA	<i>The French Atomic Energy Commission</i>
CGS	<i>cover gas system</i>
CHTR	høytemperatur-reaktor (<i>Compact High Temperature Reactor</i>)
CKTC	Chalmers Tekniska Högskola, Sweden
CNEN	<i>The National Committee for Nuclear Energy, Italy</i>
CNRS	Centre National de la Recherche Scientifique
CO ₂	karbondioksyd
D ₂ O	tungtvann (<i>heavy water</i>)
DNV	Det Norske Veritas
EA	energiforsterker (<i>Energy Amplifier</i>)
EAU	CO ₂ utslippskvoter (<i>Emission Allowance Units</i>)
ECN	<i>Netherlands Energy Research Foundation, Petten, the Netherlands</i>
EdF	<i>Électricité de France</i>
ENEN	<i>European Nuclear Education Network</i>
EPRI	<i>U.S. Electric Power Research Institute</i>
ESS	<i>The European Spallation Source</i> (prosjekt for å planlegge og konstruere en neste generasjon forskningsanlegg med nøytroner)
ETWG	<i>Extended (actually European) Technical Working Group</i>
EU	eupeisk union (<i>The European Union</i>)
Euratom	<i>The European Atomic Energy Community</i>
F	fluor
FBR	hurtig-formeringsreaktor (<i>Fast Breeder Reactor</i>)
Fe	jern
FIMA	<i>per cent fissions in initial metal atoms</i> (enhet brukt for utbrenning av kjernebrensel)
GDP	<i>Gross Domestic Product</i>
GFR	gasskjølt hurtigreaktor (<i>Gas-Cooled Fast Reactor</i>) (Generation-IV konsept)
GIF	<i>The Generation IV International Forum</i>
GNEP	<i>Global Nuclear Energy Partnership</i>
GT-MHR	Gas Turbine-Modular Helium Reactor
GW _e	Giga Watt Elektrisk (1 000 000 kW _e)
H ₂ O	vann
HBWR	Haldenreaktoren (<i>Halden Boiling Water Reactor</i>)
HEU	høyenriktet uran (<i>High Enriched Uranium</i>) (> 20 wt% U-235)
HTGR	høytemperatur gasskjølt reaktor (<i>High Temperature Gas Cooled Reactor</i>)
HTR	høytemperatur-reaktor (<i>High Temperature Reactor</i>)
HWR	tungtvannsreaktor (<i>Heavy Water Reactor</i>)
HYPER	<i>Hybrid Power Extraction Reactor project</i> (ADS-systemet til Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI))
IAEA	Det internasjonale atomenergibyrådet (<i>International Atomic Energy Agency</i>)
ICT KFA	<i>Institute of Chemical Technology, KFA, Jülich, Germany</i>
IEA	Det internasjonale energibyrådet (<i>International Energy Agency</i>)
IFE	Institutt for energiteknikk (Kjeller og Halden, Norge)
IGCAR	<i>The Indira Gandhi Centre for Atomic Research, Kalpakkam, India</i>

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

INES	<i>International Nuclear Event Scale</i>
INFCE	<i>International Nuclear Fuel Cycle Evaluation</i>
INPRO	<i>International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles</i>
INSTN	<i>French National Institute for Nuclear Sciences and Technology</i>
IR	anslåtte ressurser (<i>Inferred Resources</i>)
ITER	<i>International Thermonuclear Experimental Reactor (Fusion)</i>
JAEA	<i>The Japan Atomic Energy Agency</i> (tidligere Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI) og Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC)
KAPL	<i>Knolls Atomic Power Laboratory, USA</i>
k_{eff}	effektiv nøytronmultiplikasjonsfaktor
KEK	<i>The High Energy Accelerator Research Organization, Japan</i>
Kr-85	krypton-85 (^{85}Kr)
kWh	kilo Watt timer (<i>kilo Watt hour</i>)
LBE	flytende vismut eutektik (<i>Liquid Bismuth Eutectic</i>)
LEU	lavanriktet uran (<i>Low Enriched Uranium</i>) (< 20 wt% U-235)
LFR	blykjølt hurtigreaktor (<i>Lead-Cooled Fast Reactor</i>) (Generation-IV konsept)
Li	lithium
LINAC	<i>linear accelerator</i>
LOCA	ulykke som resulterer i tap av kjølemiddel (<i>Loss-Of-Coolant Accident</i>)
LOF	ulykke som resulterer i tap av sirkulasjon (<i>Loss-Of-Flow</i>) (mulig ulykke i et ADS-system)
LOHS	ulykke som resulterer i tap av varmesluk (<i>Loss-Of-Heat-Sink</i>) (mulig ulykke i et ADS)
LPSC-lab	Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (in Grenoble)
LWBR	<i>Light Water Breeder Reactor</i>
LWR	lettvannsreaktor (<i>Light Water Reactor</i>)
MEGAPIE	<i>The Megawatt Pilot Experiment</i>
MEU	mellomanriktet uran (<i>Medium Enriched Uranium</i>) (<20 wt% U-235)
MeV	Mega elektronvolt (energienhet)
Mg	magnesium
MgO	magnesiumoksid
micrometer	1 milliondels meter (10^{-6} m)
microseconds	1 milliondels sekund (10^{-6} s)
minor actinides	(minoritetsaktinider). Aktinider, bortsett fra Uran og Plutonium
MOX	blandet oksid (<i>Mixed-Oxide</i>) (uran og plutonium i blandet oksidbrensel)
MPa	mega pascal (1000 000 Pa = 10^6 Pa)
MSBR	<i>Molten Salt Breeder Reactor</i>
MSR	saltsmeltereaktor (<i>Molten Salt Reactor</i>) (Generation-IV konsept)
MSRE	<i>Molten Salt Reactor Experiment</i>
mSv	milli Sievert (10^{-3} Sv or 1/1000 Sv)
MTR	<i>Material Test Reactor</i>
MWd/tHM	<i>Mega Watt days per tonne Heavy Metal</i> (enhet brukt for utbrenning av kjernebrensel)
MW _{th}	Mega Watt Termisk
n	nøytron
NaI detektor	natriumjodid-detektor (for γ -stråling, brukes for bestemmelse av urananrikning)
Nb	niobium
Nb ₂ O ₅	niobium pentoksid
NCS	<i>Norwegian Continental Shelf</i>
Nd-147	neodymium-147 (^{147}Nd)
NEA	<i>OECD Nuclear Energy Agency</i>
NEPTUNO	<u>N</u> uclear <u>E</u> uropean <u>P</u> latform for <u>T</u> raining and <u>U</u> niversity <u>O</u> rganizations
NGL	Natural Gas Liquids (a collective term for grades of liquid petroleum)
NGU	Norges geologiske undersøkelse
Np-239	neptunium-239 (^{239}Np)
NPT	<i>Treaty on the Non-proliferation of Nuclear Weapons</i>
NRPA	Statens strålevern (<i>The Norwegian Radiation Protection Authority</i>)
NTNU	Norges teknisk-naturvitenskapelige universitet (Trondheim)
NVE	Norges Vassdrags- og energidirektorat
OECD/NEA	OECD Nuclear Energy Agency, Paris
OED	Det norske olje- og energidepartement
ORNL	<i>Oak Ridge National Laboratory, USA</i>
P	fosfor
Pa-231	protactinium-231 (^{231}Pa)
Pa-233	protactinium-233 (^{233}Pa)
Pa-234	protactinium-234 (^{234}Pa)
Pb	bly

Pb-Bi	bly-vismut
PHWR	<i>Pressurized Heavy Water Reactor</i> (kjent som CANDU)
Pm-149	promethium-149 (¹⁴⁹ Pm)
Po	polonium
Po-208	polonium-208
Po-209	polonium-209
Po-210	polonium-210
Po-216	polonium-216
ppm	parts per million
PRIS	IAEA Power Reactor Information System
PSI	Paul Scherrer Institute, Switzerland
Pu-238	plutonium-238 (²³⁸ U)
Pu-239	plutonium-239 (²³⁹ Pu)
Pu-240	plutonium-240 (²⁴⁰ Pu)
Pu-241	plutonium-241 (²⁴¹ Pu)
Pu-242	plutonium-242 (²⁴² Pu)
PuF ₃	plutonium trifluoride
PuO ₂	plutonium dioksid
PUREX	<i>plutonium uranium extraction process</i>
PyC	pyrolytisk karbon
R&D	Research and Development
Ra	radium
Ra-226	radium-226 (²²⁶ Ra)
RAR	rimelige sikre ressurser (<i>Reasonably Assured Resources</i>)
RCN	Norges forskningsråd (<i>The Research Council of Norway</i>)
REE	Rare Earth Elements
Rn	radon (Rn-222)
Rn-220	thoron (a radon isotope)
Ru-100	ruthenium-100 (¹⁰⁰ Ru).
RWTH Aachen	<i>Die Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen</i>
SCK-CEN	<i>The Belgian Nuclear Research Centre</i>
SCWR	Superkritisk vannkjølt reaktor (<i>Supercritical-Water-Cooled Reactor</i>) (Generation-IV konsept)
SFR	natriumkjølt hurtigreaktor (<i>Sodium-Cooled Fast Reactor</i>) (Generation-IV konsept)
SGMP	Sol-Gel Microsphere Pelletization
SiC	silicon carbide
SINQ	Swiss spallation neutron source at Paul Scherrer Institut (PSI), Switzerland
SINTEF	Selskapet for INdustriell og TEknisk Forskning
SiO ₂	Silica (Silicon Dioxide)
SKB	Svensk Kärnbränslehantering AB
SKC	The Swedish Centre for Nuclear Technology
SKI	The Nuclear Power Inspectorate in Sweden
SNS	The Spallation Neutron Source (accelerator-based neutron source being built in Oak Ridge, Tennessee, USA)
Sv	Sievert
SWU	Separative Work Unit (used in the enrichment process)
T _{1/2}	half-life (time to reduce the amount of radioactive material to the half)
TBP	tributyl phosphate
Tc-100	technetium-100 (¹⁰⁰ Tc)
Tc-99	technetium-99 (⁹⁹ Tc)
TD	theoretical density
Th	thorium
Th-230	thorium-230 (²³⁰ Th)
Th-232	thorium-232 (²³² Th)
Th-234	thorium-234 (²³⁴ Th)
ThO ₂	thorium dioxide (thoria)
THOREX	<i>thorium extraction process</i>
THTR	Thorium High Temperature Reactor
Ti	titanium
Tl-208	thallium-208
TMSR	Thorium Molten Salt Reactor
TRU	<i>transuranic</i> (elements with atomic numbers greater than uranium)
TURF	Thorium-Uranium Recycle Facility
TWh	Tera Watt Hours (1 000 000 000 kWh)
TWh _e	Tera Watt Hours Electricity (1 000 000 000 kWh _e)

Thorium som energikilde - Muligheter for Norge

U	uran
U-233	uran-233 (^{233}U), fissil isotop av uran
U-234	uran-234 (^{234}U)
U-235	uran-235 (^{235}U), fissil isotop av uran (0.7 wt% i naturlig uran)
U-236	uran-236 (^{236}U)
U-238	uran-238 (^{238}U)
U ₃ O ₈	Triuran octaoxide (<i>Yellow cake</i>) (directly from the uranium mines) (An oxide form of uranium that is the most common chemical form) found in nature.
UC ₂	uran carbide
UCO	uran oxycarbide
UF ₆	Uranhexafluoride (en komponent brukt i anrikningsprosessen for uran)
UiB	Universitetet i Bergen, Norge
UiO	Universitetet i Oslo, Norge
UMB	Norwegian University of Life Sciences at Ås, Norway
UNENE	<i>University Network of Excellence in Nuclear Engineering</i>
UNFCCC	<i>United Nations Framework Convention on Climate Change</i>
UNIK	Universitetsstudiene på Kjeller
UO ₂	urandioksid
UOIT	<i>University of Ontario Institute of Technology, Canada</i>
USGS	<i>The US Geological Survey</i>
VHTR	Meget-høytemperaturreaktor (<i>Very-High-Temperature Reactor</i>) (Generation-IV konsept)
VVER	Russisk versjon av trykkvannsreaktoren (<i>Pressurized Water Reactor, PWR</i>)
WNU	<i>World Nuclear University</i>
WNUCC	<i>WNU Coordinating Centre, London</i>
wt%	vektprosent
Xe-135	xenon-135 (^{135}Xe)
Y	yttrium
zircon	zirconium silicate (ZrSiO_4)
Zr	zirconium
β_{eff}	andelen av forsinkede nøytroner (<i>delayed neutron fraction</i>)
\$	reaktivitetsenhet, 1\$ er reaktivitetstilførselen som gjør en kritisk reaktor prompt kritisk

19. REFERANSER

Referanser kapittel 2:

- [1] World Energy Outlook 2007.
- [2] World Energy Outlook 2006.
- [3] Kraftbalansen i Norge mot 2020, Oppdatert anslag per juni 2005, Norges vassdrags- og energidirektorat.
- [4] Tomas Lefvert: Kärnkraftens globala status och fortsatta utveckling, Elforsk rapport 06:24, Mars 2006.
- [5] A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00 issued by the Generation IV International Forum and the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee, December 2002.
- [6] OECD/NEA and IAEA, Uranium 2005: Resources, Production and Demand.
- [7] Nuclear Power and Climate Change, Nuclear Energy Agency (NEA).
- [8] “Thorium-based Nuclear Fuel: Current Status and Perspectives”, Technical Report IAEA-TECDOC-412, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria, 1987.
- [9] Thorium Power, Inc. McLean, USA.

Referanser kapittel 3:

- [10] Brøgger, W.C., Die Eruptivgesteine des Kristianiagebietes IV. Das Fengebiet in Telemark, Norwegen. Skrifter, Det Norske videnskapsakademi i Oslo I, Mat.-naturv. klasse 9, 408, 1921.
- [11] Megon A/S Torium-fremstilling i Norge, Oslo 21. juni 1973.
- [12] Lindahl, I., Thorium resources in Norway, The Geological Survey of Norway (NGU), October 2007.
- [13] Ramberg, I.B., Barth, T.F.W., Eocambrian volcanism in southern Norway. Norsk Geologisk tidsskrift 46, 219–236, 1966.
- [14] Sæther, E., The alkaline rock province of the Fen area in southern Norway. Det Konglige Norske Videnskabers Selskabs Skrifter 1, 148, 1957.
- [15] Sundal, A.V. and Strand, T., Indoor gamma radiation and radon concentrations in a Norwegian carbonatite area. *Journal of Environmental Radioactivity* 77 (2004) 175–189, 2004.
- [16] Heincke, B., Mogaard, J. O., Rønning, J. S. & Smethurst, M. A. 2007: Kartlegging av thorium, uran og kalium ved Ulefoss, Nome kommune. NGU rapport 2007.021.

Referanser kapittel 4:

- [17] A. LUNG, “A Present Review of the Thorium Nuclear Fuel Cycles”, Technical Report EUR 17771 EN, European Commission, Brussels, 1997.

- [18] “The Status of Thorium-Based Options, New Aspects and Incentives for the Application”, Technical Report, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria, 1996.
- [19] “Thorium Based Fuel Options for the Generation of Electricity: Developments in the 1990’s”, Technical Report IAEA-TECDOC-1155, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria, 2000.
- [20] “Thorium Fuel Utilization: Options and Trends”, Technical Report IAEA-TECDOC-1319, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria, 2002.
- [21] ALLEN, Gmelin Handbook, Thorium Supplement, Vol. A3 1988.
- [22] H.W. KIRBY, “History of Thorium”, Gmelin Handbook, Thorium Supplement, Vol. A2 1988.
- [23] W.A. GABBARD, Oak Ridge National Laboratory, 1995.
- [24] “Recovery of Thorium from Ores”, Gmelin Handbook, Thorium Supplement, Vol. A2 1988.
- [25] V.S. KENI, “Extraction and Refining of Thorium”, BARC, Proceedings of Indo-Japan Seminar on Thorium Utilization, Bombay, India, 1990.
- [26] R. VIJAYARAGHAVAN, “Production and Fabrication of Thorium Fuels at BARC”, BARC, Proceedings of Indo-Japan Seminar on Thorium Utilization, Bombay, India, 1990.
- [27] M. PEEHS, W. DOERR, M. HROVAT, “Development of a Pelletized (Th,U)O₂-fuel for LWR-Application”, Technical Report IAEA-TECDOC-352, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria, 1985.
- [28] P.E. HART et al., “ThO₂-Based Pellet Fuels – Their Properties, Methods of Fabrication, and Irradiation Performance: A Critical Assessment of the State of the Technology and Recommendations for Further Work”, Technical Report PNL-3134, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, USA, 1979.
- [29] R.B. MATTHEWS, P.E. HART, “Hybrid Pellets: An Improved Concept for Fabrication of Nuclear Fuel”, Technical Report PNL-3134, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, USA, 1979.
- [30] R.B. MATTHEWS, N.C. DAVIS, “Fabrication of ThO₂ and ThO₂-UO₂ Pellets for Proliferation Resistant Fuels”, Technical Report PNL-3210, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, USA, 1979.
- [31] R.B. MATTHEWS, P.E. HART, “Nuclear Fuel Pellets Fabricated from Gel-Derived Microspheres”, J.Nucl.Mater. ISSN 0022-3115 v. 92 (2/3), p. 207-206, Battelle Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, USA, 1980.
- [32] S.M. TIEGS et al., “Sphere-Cal Process: Fabrication of Fuel Pellets from Gel Microspheres”, Technical Report ORNL/TM-6906, Oak Ridge National Laboratory, TN (USA), 1979.
- [33] C. GANGULY et al., “Sol-Gel Microsphere Pelletization Process for Fabrication of High-Density ThO₂-2%UO₂ Fuel for Advanced Pressurized Heavy Water Reactors”, Nucl. Technol. ISSN 0029-5450, v. 73 (1), p. 84-85, 1986.
- [34] R.E. BROOKSBANK et al., “The impact of KILOROD Facility Operational Experience on the Design of Fabrication Plants for U-233/Th fuels”, 2nd Int. Symp. On the Thorium Fuel Cycle, Gatlinburg, TN (USA), 1966.

- [35] J.D. SEASE et al., "Remote Fabrication of Thorium Fuels", 2nd Int. Symp. On the Thorium Fuel Cycle, Gatlinburg, TN (USA), 1966.
- [36] G. SCHILEO, "An Unshielded Pilot plant for Recycling U-233", Babcock and Wilcox, 2nd Int. Symp. On the Thorium Fuel Cycle, Gatlinburg, TN (USA), 1966.
- [37] G. ORSENIGO, S. CAMBI, "Progress on the PCUT Program", 2nd Int. Symp. On the Thorium Fuel Cycle, Gatlinburg, TN (USA), 1966.
- [38] A.R. OLSEN, J.H. COOBS, J.W. ULLMAN, "Current Status of Irradiation Testing of Thorium Fuels at Oak Ridge National Laboratory", 2nd Int. Symp. On the Thorium Fuel Cycle, Gatlinburg, TN (USA), 1966.
- [39] C.J. BAROCH, W.N. BISHOP, "Performance of ThO₂-UO₂ Fuel in Indian Point Reactor", Trans. Am. Nucl. Soc. 11, pp. 494, CONF-681 101, 1968.
- [40] G. KJAERHEIM, E. ROLSTAD, "In-Core Study of Fuel/Clad Interaction and Fuel Centre Temperature", HPR-107, 1969.
- [41] J.E. MCCAULEY, "Irradiation-Induced Structural Changes Obtained in ThO₂-UO₂ Fuel", Trans. Am. Nucl. Soc. 13, pp. 35-36, 1979

Referanser kapittel 5:

- [42] N.L. SHAPIRO et al., "Assessment of Thorium Fuel Cycles in Pressurized Water Reactors." EPRI NP-359, prepared for EPRI by C-E Power Systems, February 1977.
- [43] M. LUNG AND O. GREMM, "Perspectives on the Thorium Fuel Cycle." *Nucl.Eng.Des.* 180, 130-146, 1998.
- [44] H. NICKEL et al , "Long time experience with the development of HTR fuel elements in Germany", Nuclear Engineering and Design, Volume 217, Issues 1-2, August 2002, Pages 141-151.
- [45] W.C. SCHICK, JR. et al., "Proof of Breeding In the Light Water Breeder Reactor." WAPD-1612, Bettis Atomic Power Laboratory, September 1987.
- [46] S. GLASSTONE AND A. SESONKE, "Nuclear Reactor Engineering." 3rd Edition, Van Nostrand, 1981. INFCE, "Advanced Nuclear Fuel Cycle Evaluation." Report of Group 8 of International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, IAEA, 1980.
- [47] INFCE, "Advanced Nuclear Fuel Cycle Evaluation." Report of Group 8 of International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, IAEA, 1980.
- [48] K. Kuegler, N. Pöppe, S. Jühe, O. Schitthelm: Use of Thorium in the nuclear technology – experiences in Germany. Report RWTH Aachen University (Sept. 2007).
- [49] J. Engelhard: Abschlussbericht über die Errichtung und den Anfahrbetrieb des AVR-Atomversuchskraftwerks: K72-23 (Dez. 1972).
- [50] H. Knüfer: Preliminary operating experiences with the AVR as an average hot gas temperature of 950°C; Nuclear Engineering and Design 34 (1975).
- [51] E. Ziermann: AVR-Experience; International Atomic Energy Agency, Jülich (Oktober 1986).

- [52] E. Ziermann, G. Ivens: Abschlussbericht über den Leistungsbetrieb des AVR-Versuchskernkraftwerks; JÜL-3448, Okt. 1997.
- [53] AVR-experimental high-temperature reactor – 21 years of successful operation for a future energy technology; VDI-Verlag, Düsseldorf, 1990.
- [54] R. Schulten, F. Schmiedel: Kurzbeschreibung des THTR-300 MWel; Ergebnisbericht des THTR-Projektes Jülich (Juli 1968).
- [55] Das 300 MW Thorium-Hochtemperatur-Kernkraftwerk THTR, Sonderdruck Atomwirtschaft 5 (Mai 1971).
- [56] BBC/HRB/NUKEM: 300 MWel-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop der HKG mit Thorium-Hochtemperaturreaktor im VEW-Kraftwerk; Druckschrift D HRB 1017 83 D.
- [57] Projektinformationen: 300 MW-THTR-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop; Druckschriften von HRB Mannheim (1975 bis 1986).
- [58] R. Bäumer: THTR 300 – Erfahrungen mit einer fortschrittlichen Technologie; Atomwirtschaft Mai 1989.
- [59] R. Bäumer: Die Situation des THTR im Oktober 1989; VGB-Kraftwerkstechnik, 70. Jahrg., Heft 1, 1990.
- [60] A. Kakodkar, “Emerging dimensions of India’s nuclear fuel cycle programme”, Indian Nuclear Society Conferences on Nuclear Fuel Cycle Technologies: Closing the Fuel Cycle, Kalpakkam, 17-19 December 2003.
- [61] B. Bhattacharjee, “An overview of R&D in fuel cycle activities of AHWR”, Indian Nuclear Society Conferences on Nuclear Fuel Cycle Technologies: Closing the Fuel Cycle, Kalpakkam, 17-19 December 2003.
- [62] A. Kumar et al., “Physics design of advanced heavy water reactor utilizing Thorium”, IAEA-TECDOC-1319.
- [63] C.W. Forsberg, C. Renault, C. Le Brun, E. Merle-Lucotte, V. Ignatiev, "Liquid Salt Applications and Molten Salt Reactors", to be published in *Revue Générale du Nucléaire* (2007).
- [64] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, "Introduction of the Physics of Molten Salt Reactor", *Proceedings of the NATO institute of advanced studies on Materials for Generation-IV Nuclear Reactors (MatGen4)* (2007).
- [65] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, V. Ghetta, C. Le Brun, L. Mathieu, R. Brissot, E.Liatard, " The Thorium Molten Salt Reactor: Launching the Thorium Cycle while Closing the Current Fuel Cycle ", Contribution 2.47, *Proceedings of the European Nuclear Conference (ENC) 2007, Bruxelles, Belgique* (2007).
- [66] D. Heuer, E. Merle-Lucotte, L. Mathieu, "Concept de réacteurs à sels fondus en cycle thorium sans modérateur", *Revue Générale du Nucléaire* N° 5/2006, p 92-99 (2006) (in french).
- [67] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, C. Le Brun and J.-M. Loiseaux, "Scenarios for a Worldwide Deployment of Nuclear Power", *International Journal of Nuclear Governance, Economy and Ecology*, Volume 1, Issue 2, pp 168-192 (2006).

- [68] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, C. Le Brun, L. Mathieu, R. Brissot, E. Liatard, O. Meplan, A. Nuttin, "Fast Thorium Molten Salt Reactors started with Plutonium", Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), Reno, USA (2006).
- [69] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, L. Mathieu, C. Le Brun, "Molten Salt Reactor: Deterministic Safety Evaluation", Proceedings of the European Nuclear Conference, Versailles, France (2005).
- [70] L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Garzenne, C. Le Brun, D. Lecarpentier, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, "Proposal for a Simplified Thorium Molten Salt Reactor", Proceedings of the Global 2005 Conference, Tsukuba, Japan (2005) - Concerns the general TMSR concept (moderated).
- [71] L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Le Brun, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, J. Wilson, C. Garzenne, D. Lecarpentier, E. Walle, "The Thorium Molten Salt Reactor: Moving on from the MSBR", Prog. in Nucl. En., vol 48, pp. 664-679 (doi:10.1016 / j.pnucene.2006.07.005) (2006) - Concerns the general TMSR concept (moderated).
- [72] M.W. ROSENTHAL, P.R. KASTEN, and R.B. BRIGGS, MOLTEN-SALT REACTORS—HISTORY, STATUS, AND POTENTIAL, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee 1969.
- [73] L.G. ALEXANDER, W.L. CARTER, R.H. CHAPMAN, B.W. KINYON, J.W. MILLER, and R. VAN WINKLE, "Thorium Breeder Reactor Evaluation—Part I, Fuel Yield and Fuel Cycle Costs in Five Thermal Breeders," ORNL-CF-61-3-9, Oak Ridge National Laboratory (September 1961).
- [74] L.G. ALEXANDER, W.L. CARTER, C.W. CRAVEN, D.B. JANNEY, T.W. KERLIN, and R. VAN WINKLE, "Molten-Salt Converter Reactor Design Study and Power Cost Estimated for a 1000 MWe Station," ORNL-TM-1060, Oak Ridge National Laboratory (September 1965).
- [75] R.B. BRIGGS, "Summary of the Objectives, the Design, and a Program of Development of Molten-Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1851, Oak Ridge National Laboratory (June 12, 1967).
- [76] W.R. GRIMES, "Chemical Research and Development for Molten-Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1853, Oak Ridge National Laboratory (June 1967).
- [77] W.L. CARTER and M.E. WHATLEY, "Fuel and Blanket Processing Development for Molten-Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1852, Oak Ridge National Laboratory (June 1967).
- [78] ROBERT BLUMBERG, "Maintenance Development for Molten-Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1859, Oak Ridge National Laboratory (June 1967).
- [79] E. McCOY and J.R. WEIR, "Materials Development for Molten Salt Breeder Reactors," ORNL-TM1854, Oak Ridge National Laboratory (June 1967).
- [80] DUNLAP SCOTT and A. G. GRINDELL, "Components and Systems Development for Molten-Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1855, Oak Ridge National Laboratory (June 30, 1967).

- [81] A.M. PERRY, "Physics Program for Molten Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1857, Oak Ridge National Laboratory (June 1967).
- [82] P.R. KASTEN, "Safety Program for Molten-Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1858, Oak Ridge National Laboratory (June 9, 1967).
- [83] J.R. TALLACKSON, R.L. MOORE, and S.J. DITTO, "Instrumentation and Controls Development for Molten- Salt Breeder Reactors," ORNL-TM-1856, Oak Ridge National Laboratory (May 22, 1967).
- [84] Accelerator driven Transmutation Technologies for Radwaste and other Applications, 24 - 28 June 1990, Saltsjöbaden, Sweden, SKN report 54 compiled by R. A. Jameson, Los Alamos, November 1991.
- [85] C. Rubbia, "An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven by a Particle Accelerator", CERN/AT/93-47(ET), 1993.
- [86] C. Rubbia, "A High Gain Energy Amplifier Operated with fast Neutrons", AIP Conference Proc. 346, Int. Conf. on ADT Technologies and Applications, Las Vegas, 1994.
- [87] Rubbia, C., et al. "A Three-Stage Cyclotron for Driving the Energy Amplifier", CERN/AT/95-03 (ET) (Revised) Feb. 24 1995.
- [88] Rubbia, C., Rubio, J.A., Buono, S., Carminati, F., Fiétier, N., Galvez, J. Gelès, Kadi, Y, Klapisch, R., Mandrillon, P., Revol, J.P. and Roche, Ch. "Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier", CERN/AT/95-44 (ET), Sept. 29 1995.
- [89] Rubbia, C., et al. "A Realistic Plutonium Elimination Scheme with Fast Energy Amplifiers and Thorium-Plutonium Fuel", CERN/AT/95-53 (ET), Dec. 12 1995.
- [90] Rubbia, C., et al. "A Comparison of the Safety and Environmental Advantages of the Energy Amplifier and of Magnetic Confinement Fusion", CERN/AT/95-58 (ET), Dec. 29 1995.
- [91] Rubbia, C., et al. "A Preliminary Estimate of the Economic Impact of the Energy Amplifier", CERN/LHC/96-01 (EET), Feb. 18 1996.
- [92] Y. Kadi and J.P. Revol "Design of an Accelerator-Driven System for the Destruction of Nuclear Waste", Lectures given at the Workshop on Hybrid Nuclear Systems for Energy Production, Utilisation of Actinides & Transmutation of Long-Lived Radioactive Waste Trieste, 3 - 7 September 2001.
- [93] Kadi, Y. "Spallation Target R&D for the EU Accelerator-Driven Sub-critical System Project", Hamburg, Germany, BENE04, DESY, November 2 - 5, 2004.
- [94] Overview of the Ongoing Activities in Europe and Recommendations of the Technical Working Group on Accelerator Driven Sub-Critical Systems, September 6 1999.
- [95] M. Salvatores et al., "MUSE-1: A First Experiment at MASURCA to Validate the Physics of Sub-critical Multiplying Systems Relevant to ADS", Proc. of the 2nd ADTT Conference, Kalmar, Sweden, June 1996.
- [96] The Working Group on TRADE: The TRIGA Accelerator Driven Experiment, Final Feasibility Report, ENEA, March 2002.

- [97] "On-going activities in Belgium in the field of ADS: from MYRRHA to XT-ADS, perspectives for implementation", D. De Bruyn & MYRRHA-team, 39th annual meeting of the IAEA TWG on FR & ADS, Beijing (China), May 15 - 19 2006, IAEA-TM-28911, TWG-FR/130, CD-ROM.
- [98] "Status of the ADS Research & Development and of the related technology in Belgium: the evolution of the MYRRHA project", D. De Bruyn, D. Maes, P. Schuurmans, G. Van den Eynde & H. Aït Abderrahim IAEA Technical Meeting on the Review of the Status of Accelerator Driven Systems R&D and Technology, Vienna (Austria), 4-6 December, 2006.
- [99] "On-going activities in Belgium in the field of ADS: from MYRRHA to XT-ADS, an update", D. De Bruyn, D. Maes & H. Aït Abderrahim 40th annual meeting of the IAEA TWG on FR & ADS, Kyoto (Japan), May 14 - 18, 2007.
- [100] "From MYRRHA to XT-ADS: the design evolution of an experimental ADS system", D. De Bruyn, D. Maes, L. Mansani & B. Giraud AccApp'07, Pocatello, Idaho, July 30 - August 02, 2007.
- [101] Proceedings of the Topical Day "From MYRRHA towards XT-ADS", 23rd of November 2004, SCK-CEN, Belgium.
- [102] MYRRHA, A Multipurpose Accelerator Driven System for R&D. State-of-the-art at mid-2003., Hamid Aït Abderrahim, P. Kupschus, Ph. Benoit, E. Malambu, V. Sobolev, Th. Aoust, K. Van Tichelen, B. Arien, F. Vermeersch, D. De Bruyn, D. Maes, W. Haeck, 2003, In Proceedings of the International Workshop on P&T and ADS development (ADOPT 2003), SCK-CEN club-house, October 6-8, 2003, Belgium.
- [103] MYRRHA: A Multipurpose Accelerator Driven System for Research & Development., Philippe Benoit, Hamid Aït Abderrahim, Peter Kupschus, Edouard Malambu, Katrien Van Tichelen, Baudouin Arien, Fernand Vermeersch, 2003, IAEA-TECDOC-1356, Technical Committee Meeting, Argonne, Illinois (USA).
- [104] Pre-design of MYRRHA, A Multipurpose Accelerator Driven System for Research and Development, Pierre D'hondt, H. Aït Abderrahim, P. Kupschus, E. Malambu, Th. Aoust, Ph. Benoit, V. Sobolev, K. Van Tichelen, B. Arien, F. Vermeersch, Y. Jongen, S. Ternier, D. Vandeplassche, 2003, CP680, Application of Accelerators in Research and Industry: 17th Int'l Conference, ISBN 0-7354-0149-7, pp. 961-964.
- [105] Ongoing activities in Belgium in the field of ADS D. De Bruyn IAEA Technical Meeting to "Review of National Programmes on Fast Reactors & Accelerator-Driven Systems (ADS)", IAEA Headquarters, Vienna (Austria), 10 - 14 May 2004.
- [106] Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, OECD NEA Report, ISBN 92-64-18482-1, 2002.
- [107] M. SALVATORES et al., "Long-Lived Radioactive Waste Transmutation and the Role of Accelerator Driven (Hybrid) Systems", Nucl. Instrum. Methods in Physics Research A 414 (1998) 5-20.
- [108] P. MANDRILLON et al., High-Intensity Cyclotron Drivers for ADS, EET group, in preparation; S. O. SCHRIBER and P. MANDRILLON, "Accelerator Break-Out Group Summary", Proc. Second Int. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar, Sweden, June 3-7, 1996, Vol. 2, p.1163.

- [109] S. STAMMBACH et al., “The 0,9 MW Proton Beam at PSI and Studies on a 10 MW Cyclotron”, Proc. Second Int. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar, Sweden, June 3-7, 1996, Vol. 2, p.1013.
- [110] S. O. SCHRIBER, “Developments of Linacs for ADTT in the USA”, Proc. of the 2nd Int. Conf. on ADTT, Kalmar, June 1996 and LANSCE at the following WEB address: <http://www.lansce.lanl.gov>
- [111] For TRISPAL information, see <http://www.zam.kfajuelich.de/iff/termine/IWSMT2/Abstract/flament.html>
- [112] S.D. DRELL, Accelerator Production of Tritium (APT), JSR-92-310 (Jan 1992) 56p.; see also <http://apt.lanl.gov/index.html>
- [113] M. MIZUMOTO et al., “Proton Linac Development for Neutron Science Project”, in Proc. Third Int. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications, Prague, Czech Republic, June 7 - 11, 1999.
- [114] Professor Ulrich Ratzinger: Presentation at the 4th meeting in the Thorium Report Committee in Oslo on September 19th, 2007.
- [115] G.S. BAUER et al., “ESS, a Next Generation Neutron Source for Europe”, Vol. III, The European Spallation Source Technical Study, ESS 96-53-M, ISBN 90 237 6 659, 1996; see http://www.isis.rl.ac.uk/ESSVol2/ess_spec.htm
- [116] R. L. KUSTOM, Proc. 20th Int. Linear Accelerator Conf., Monterey, CA, USA, 21-25 Aug, 2000; see also <http://www.sns.gov/contacts/contacts.htm>
- [117] W.E. FISCHER, “SINQ-The Spallation Neutron Source, a New Research Facility at PSI”, Application of Accelerators in Research and Industry, AIP Press New York (1997), pp 1119-1122 and Physica B 234-236 pp 1202-1208 (1997).
- [118] C. RUBBIA et al., “Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier”, CERN/AT/95-44 (ET), Sept. 29, 1995; see also C. Rubbia, “A High Gain Energy Amplifier Operated with fast Neutrons”, AIP Conference Proc. 346, Int. Conf. on ADT Technologies and Applications, Las Vegas, 1994. Energy Amplifier for Nuclear Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator, US Patent 5,774,514 – PCT/EP94/02467 – PCT/WO95/12203, June 1998.
- [119] S. BUONO , J.U. KNEBEL , S. MONTI, F. PAICENTINI , P. TURRONI, Working Group on Heavy Liquid Metal Thermal-Hydraulics, April 12-13, 1999 - ENEA Centre of Brasimone, Italy.
- [120] H. AIT-ABDERRAHIM et al., “ADOPT Final Report: Recommendations for the EC for Further Activities in P&T and ADS Development”, SCK-CEN, Mol, Belgium (2005). EUROPEAN COMMISSION 5th EURATOM FRAMEWORK PROGRAMME 1998-2002, Thematic Network on Advanced Options for Partitioning and Transmutation ADOPT, CONTRACT N° FIKW-CT-2001-20178.
- [121] G.S. BAUER, M. SALVATORES, and G. HEUSENER, “MEGAPIE, a 1 MW Pilot Experiment for a Liquid Metal Spallation Target”, Proc. IWSMT-4 (J. Nucl. Mat.) and Proc. ICANS XV, JAERI-KEK, Japan, June 2002.

- [122] L. CINOTTI, "Inherent Safety Mechanisms: Experimental Results in Enhanced Natural Circulation", Int. Workshop on Physics of Accelerator-Driven Systems for Nuclear Transmutation and Clean Energy Generation, Trento, Italy, Oct. 1997.
- [123] H.U. WIDER and H.SCHONHERR, "Beam Pipe with Safety Function for Accelerator-Driven Nuclear Systems", European Patent No 9811339.7.
- [124] H. RIEF and H. TAKAHASHI, "Safety and Control of Accelerator-Driven Subcritical Systems", AIP Conference Proc. 346, Int. Conf. on ADT Technologies and Applications, Las Vegas, 1994.
- [125] IAEA Advisory Group Meeting to Review National ADS Programs, Korea Atomic Energy Research Institute, Taejon, Republic of Korea, November 1-4, 1999.
- [126] STEPHANOV et al. Hidropress, 1998
- [127] Pal Usha, Jagannathan V. [Reactor Physics Div., Bhabha Atomic Research. Centre, Mumbai (India)]: A conceptual high flux reactor design with scope for use in ADS applications, 2007 Feb 15.
- [128] Degweker S.B., Ghosh Biplab, Bajpai Anil, Paranjape S.D. [Theoretical Physics Div., Bhabha. Atomic Research Centre, Mumbai (India)]: The physics of accelerator driven subcritical reactors, 2007 Feb 15.
- [129] Satyamurthy P., Gantayet L.M., Ray A.K. [Beam Technology Development Group, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai (India)]: Heavy density liquid metal spallation target studies for Indian ADS programme, 2007 Feb 15.
- [130] Kumar V., Kumawat Harphool, Sharma Manish [High Energy Nuclear Physics Lab., Dept. of Physics, Univ. of Rajasthan, Jaipur (India)]: Role of (n, xn) reactions in ADS, IAEA-benchmark and the Dubna cascade code.
- [131] Sinha R.K. [BARC, Reactor Engineering Division, Mumbai (India)], E-mail: rksinha@magnum.barc.ernet.in, Kakodkar A. [BARC, Reactor Engineering Division, Mumbai (India)]: The road map for a future Indian nuclear energy system
- [132] Shiroya Seiji [Kyoto Univ., Kumatori, Osaka (Japan). Research Reactor Inst.]: Research needed for core design of thorium cycle reactors including accelerator driven subcritical reactors, 1998 Aug 01.
- [133] Jagannathan V. [Light Water Reactor Physics Section, Reactor Physics Design Division, Bhabha Atomic Research Centre, 5th Floor, Central Complex, Mumbai 400085 (India)], E-mail: vjagan@magnum.barc.ernet.in, Pal Usha [Light Water Reactor Physics Section, Reactor Physics Design Division, Bhabha Atomic Research Centre, 5th Floor, Central Complex, Mumbai 400085 (India)]: Towards an intrinsically safe and economic thorium breeder reactor, 2006 Oct 15.
- [134] A.V. ZRODNIKOV et al "MULTIPURPOSED REACTOR MODULE SVBR-75/100" Proceedings of ICONE 8 8th International Conference on Nuclear Engineering, Baltimore, MD USA, April 2-6, 2000.

Referanser kapittel 6:

- [135] T.H. PIGFORD, “Thorium Fuel Cycles Compared to Uranium Fuel Cycles”, J. Phys. IV France 9 (1999).
- [136] J.H. BULTMAN, “Once-Through Burning of Transuranics in CANDU”, Technical Report ECN-R-95-024, Netherlands Energy Research Foundation (ECN), Petten, The Netherlands, 1995.
- [137] W.M.P. FRANKEN et al., “Evaluation of Thorium Based Nuclear Fuel, Extended Summary”, Technical Report ECN-R-95-006, Netherlands Energy Research Foundation (ECN), Petten, The Netherlands, 1995.
- [138] “Thorium as a waste management option”, Report – EUR 19142 – 2000.
- [139] Dominique Greneche et al, Proceedings of ICAPP 2007, Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7367)
- [140] C.D. BOWMAN et al., Nucl. Instrum. Methods A 320, 336 (1992).
- [141] C.D. BOWMAN, “Accelerator-Driven Systems for Nuclear Waste Transmutation”, Annu. Rev. Part. Sci. 48, 505-556 (1998).
- [142] C.D. BOWMAN, “Once-Through Thermal Spectrum Accelerator-Driven System for LWR Waste Destruction Without Reprocessing: Tier-1 Description”, ADNA Corporation Report No. ADNA/98-04, 1998
- [143] C. RUBBIA et al., “Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier”, CERN/AT/95-44 (ET), Sept. 29, 1995; see also C. Rubbia, “A High Gain Energy Amplifier Operated with fast Neutrons”, AIP Conference Proc. 346, Int. Conf. on ADT Technologies and Applications, Las Vegas, 1994. Energy Amplifier for Nuclear Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator, US Patent 5,774,514 – PCT/EP94/02467 – PCT/WO95/12203, June 1998.
- [144] C. RUBBIA et al., “Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative to Geological Storage: the Case of Spain”, CERN/LHC/97-01 (EET), 1997.
- [145] H. Arnould et al., Phys. Lett. B458 (1999) 167-180; H. Arnould et al., “Neutron-Driven Nuclear Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing”, CERN-SL-99-036 EET, July 26, 1999 and Report to the European Union, DGXII, EUR 19117 EN NEUTRON-DRIVEN ELEMENT TRANSMUTER, European patent – PCT/EP97/03218 – June 1997.
- [146] H.C. RATHVON, A.G. BLASEWITZ, “Recovery of U-233 from Irradiated Thoria”, 2nd Int. Symp. On the Thorium Fuel Cycle, Gatlinburg, TN (USA), 1966.

Referanser kapittel 7:

- [147] S.A. WEAKLEY, D.E. BLAHNIK, J.K. YOUNG, C.H. BLOOMSTER, “Environmental Control Technology for Mining, Milling, and Refining Thorium”, Technical Report PNL-3253-UC-11, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, USA, 1980.
- [148] IAEA, *Thorium fuel cycle – Potential benefits and challenges*, IAEA-TECDOC-1450 (May 2005).

[149] M. Crick, UNSCEAR, Oral presentation, the Norwegian academy of Science and letters, Oslo, 2007.

[150] Mikhail BALONOV, Former secretary of the Chernobyl Forum, Oral presentation, the Norwegian academy of Science and letters, Oslo, 2007.

Referanser kapittel 9:

[151] Sverre Lodgaard, Context: “From Oppenheimer to Reliable Replacement Warheads”; Morten Bremer Mæerli, The Nuclear Non-Proliferation Treaty, “Nuclear Weapons in the 21st Century: Old Players, New Game – New Players, Old Game”, Military Power Seminar 2007, 6-7 December 2007, Oslo, Norway.

[152] L.C. Hebel et al., Report to the American Physical Society by the study group on nuclear fuel cycles and waste management, Reviews of Modern Physics 50 (1978) S1.

[153] C. Rubbia et al., Conceptual Design of a fast neutron operated high power energy amplifier, CERN/AT/95-44 (ET) (1995).

[154] P.D. Wilson and K.F. Ainsworth, Potential advantages and drawbacks of the Thorium fuel cycle in relation to the current practice: a BNFL view, in: “Thorium fuel utilization: Options and trends”, IAEA-TECDOC-1319 (2002).

[155] H.S. Kamath, Thorium fuel development for Indian Nuclear Power Programme, Presentation at the Thorium committee meeting, Oslo (2007).

[156] C. Rubbia, Energy amplifier for nuclear energy production driven by a particle beam accelerator, US patent US5774514 (1998).

[157] R. Brogli et al., Fortgeschrittene nukleare Systeme im Vergleich, PSI (1996).

[158] Carlo Rubbia, CERN/LHC/96-01 (EET), 1996.

