Rijksinstituut voor Volksgezondheid
en Milieu
*Ministerie van Volksgezondheid,
Welzijn en Sport*

Radioactief afval uit de operationele fase van **geavanceerde reactoren**

Een verkennende inventarisatie van de beschikbare kennis

RIVM-rapport 2025-0175
A.C. Hengeveld | M. van der Linden

Radioactief afval uit de operationele fase van geavanceerde reactoren

Een verkennende inventarisatie van de beschikbare kennis

RIVM-rapport 2025-0175

Colofon

© RIVM 2026
Delen uit deze publicatie mogen worden overgenomen op voorwaarde van bronvermelding: Rijksinstituut voor Volksgezondheid en Milieu (RIVM), de titel van de publicatie en het jaar van uitgave.

DOI 10.21945/RIVM-2025-0175

A.C. Hengeveld (auteur), RIVM,
M. van der Linden (auteur), RIVM

Contact:
A.C. Hengeveld
Stralingsonderzoek, Kennis en Beleid
adriaan.hengeveld@rivm.nl

Dit onderzoek werd verricht in opdracht van het ministerie van Infrastructuur en Waterstaat in het kader van Nucleaire veiligheid en stralingsbescherming.

Dit is een uitgave van:
Rijksinstituut voor Volksgezondheid en Milieu
Postbus 1 | 3720 BA Bilthoven
Nederland
www.rivm.nl

Publiekssamenvatting

Radioactief afval uit de operationele fase van geavanceerde reactoren

Een verkennende inventarisatie van beschikbare kennis

De laatste jaren is er in de politiek en in de samenleving veel aandacht voor kernenergie. Een voordeel van nieuwe kerncentrales is dat ze energie kunnen opwekken zonder het klimaat veel te belasten, omdat ze geen fossiele brandstoffen gebruiken. Bij de opwekking van kernenergie ontstaat radioactief afval. Dat moet veilig worden opgeborgen, zodat het – ook op de lange termijn – de volksgezondheid en het milieu niet kan schaden.

In de wereld van kernenergie wordt er gewerkt aan nieuwe typen kernreactoren. Sommige geavanceerde reactoren gebruiken andere materialen om de opgewekte warmte af te voeren, zoals gas, vloeibaar metaal, of gesmolten zout. Reactoren met deze koelmiddelen werken anders dan de met water gekoelde reactor die nu in Nederland bestaat (de kerncentrale Borssele in Zeeland). De meeste geavanceerde reactoren zijn nog niet klaar om te bouwen, omdat de ontwerpen nog niet af of goedgekeurd zijn.

Doordat sommige geavanceerde reactoren op een andere manier werken, zullen ze ander radioactief afval opleveren dan nu. Om hierop voorbereid te zijn, beschreef het RIVM de eigenschappen van radioactief afval van vier typen geavanceerde reactoren die verschillende koelmiddelen gebruiken: water, gas, metaal en gesmolten zout. Waar mogelijk schatte het RIVM hoeveel radioactief afval ze veroorzaken. Want ook bij het gebruik van geavanceerde reactoren zal radioactief afval ontstaan, dat voor lange tijd veilig zal moeten worden opgeslagen (de ‘eindberging’).

Hoe meer de centrale afwijkt van de klassieke reactor zoals Borssele, hoe meer het afval daarvan verschilt, zo blijkt. Bijvoorbeeld welke radioactieve stoffen erin zitten en welke eigenschappen het afval heeft. Deze eigenschappen hebben gevolgen voor de manier waarop het afval moet worden verwerkt en opgeslagen. De aard en omvang van de radioactieve afvalstromen hangen uiteindelijk af van het precieze reactorontwerp. Dat geldt ook voor ontwikkelingen op het gebied van opwerking en verwerking van afval.

Het zal naar verwachting nog jaren duren voordat het mogelijk is om geavanceerde reactoren te bouwen. Als dat gebeurt, zullen de overheid en de COVRA (het bedrijf dat de opslag van radioactief afval in Nederland regelt) met deze verschillen rekening moeten houden.

Kernwoorden: radioactief afval, geavanceerde kernreactoren, watergekoelde reactoren, gasgekoelde reactoren, metaalgekoelde reactoren, gesmoltenzoutreactoren

Synopsis

Radioactive waste from the operational phase of advanced reactors

Overview of the available knowledge

In recent years, nuclear energy has attracted considerable social and political attention. One advantage of new nuclear power plants is that they can generate energy with a low climate impact, as they do not use fossil fuels. The generation of nuclear energy does, however, produce radioactive waste. This waste must be managed and stored safely so that it cannot harm public health or the environment in either the short or long term.

In the nuclear energy field, work is being done on new types of nuclear reactors. Some advanced reactors use novel coolants – such as gas, liquid metal, or molten salt – to transport the heat they generate. Reactors that use these materials operate differently from the water-cooled reactor currently in use in the Netherlands (the Borssele nuclear power plant in Zeeland). Most of the advanced reactors are not yet ready to be built, as their designs are not yet technically finalized or approved by the regulatory bodies.

Because some advanced reactors work in a different way, they will produce different radioactive waste streams than current reactors do. To be ready for this, the RIVM (National Institute for Public Health and the Environment) has described the properties of radioactive waste from four types of advanced reactors that use water, gas, liquid metal or molten salt as coolants. Where possible, estimates have been made of the amounts of radioactive waste they would produce. As with current reactors, the use of advanced reactors will result in radioactive waste that will need to be stored safely for a long time (final disposal).

The greater the design differences are between advanced reactors and a traditional design such as Borssele, the greater the difference in the waste they produce The differences relate to the radioactive substances present and to the properties of the waste materials. These properties affect how the waste must be treated and stored. The type and amount of radioactive waste will ultimately depend on the specific reactor design. This also applies to technological developments for reprocessing and waste treatment.

It is expected to take years before advanced reactors can be built in the Netherlands. If such reactors are eventually developed, the government and COVRA (the company responsible for radioactive waste storage in the Netherlands) will need to take these differences into account.

Keywords: radioactive waste, advanced nuclear reactors, water-cooled reactors, gas-cooled reactors, liquid metal-cooled reactors, molten salt reactors.

Inhoudsopgave

Samenvatting — 11

1 Inleiding — 17
1.1 Aanleiding — 17
1.2 Onderzoeksvraag — 17
1.3 Afbakening — 18
1.4 Methode — 19
1.4.1 Beschouwde afvalstromen — 20
1.4.2 Beschouwde categorieën reactoren — 21
1.4.3 Beschouwde bronnen — 22
1.5 Leeswijzer — 22

2 Achtergrondinformatie — 23
2.1 Achtergrondinformatie kerncentrale — 23
2.1.1 Werkingsprincipe — 23
2.1.2 Brandstof — 24
2.1.3 Snelheid van neutronen — 26
2.1.4 Activering van materialen — 27
2.1.5 SMR's (small modular reactors) — 27
2.1.6 Geavanceerde reactoren — 28
2.2 Achtergrondinformatie radioactief afval — 30
2.2.1 Afvalclassificatie (IAEA en Nederland) — 30
2.2.2 Eigenschappen van radioactief afval — 31
2.2.3 Afval uit kerncentrales — 34
2.2.4 Radioactief afval van geavanceerde reactoren — 37

3 Factoren die invloed hebben op radioactief afval, algemeen — 39
3.1 Splijtstofcyclus — 39
3.1.1 Opwerking — 39
3.1.2 Partitie en transmutatie — 41
3.2 Splijtingsreactie — 41
3.2.1 Het neutronenspectrum, kweekreactoren — 41
3.2.2 Thorium in brandstof — 45
3.3 Burn-up en verrijkingsgraad — 47
3.4 Reactorvermogen — 49
3.5 Thermische efficiëntie — 50
3.6 Invloed op de hoeveelheid en samenstelling splijtingsproducten — 51

4 Benchmarkreactor: de drukwaterreactor kerncentrale Borssele — 53
4.1 Inleiding — 53
4.2 Werkingsprincipe — 53
4.3 Brandstof — 54
4.4 Koelmiddel en moderator — 55
4.5 Radioactieve afvalstoffen – vorm, chemische eigenschappen, verwerking — 55
4.5.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval — 56
4.5.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel — 56
4.5.3 Overige operationele afvalstoffen — 57
4.6 Radioactief afval – radiologische eigenschappen — 57

4.6.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval — 57
4.6.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel — 57
4.6.3 Overige operationele afvalstoffen — 58
4.7 Radioactief afval – hoeveelheden — 58
4.7.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval — 58
4.7.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel — 58
4.7.3 Overige operationele afvalstoffen — 58
4.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid — 59

5 Geavanceerde watergekoelde reactor — 61
5.1 Inleiding — 61
5.2 Werkingsprincipe — 62
5.2.1 Drukwaterreactor (PWR) — 63
5.2.2 Kokendwaterreactor (BWR) — 63
5.2.3 Zwaarwaterreactor (HWR) — 64
5.2.4 Superkritischwaterreactor (SCWR) — 64
5.3 Brandstof — 65
5.3.1 Drukwaterreactor (PWR) — 65
5.3.2 Kokendwaterreactor (BWR) — 66
5.3.3 Zwaarwaterreactor (HWR) — 66
5.3.4 Superkritischwaterreactor (SCWR) — 66
5.4 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking — 67
5.4.1 Bestraalde splijtstof — 67
5.4.2 Operationele afvalstoffen — 69
5.5 Radioactief afval – radiologische samenstelling — 70
5.5.1 Druk- en kokendwaterreactor (PWR en BWR) — 70
5.5.2 Zwaarwaterreactor (HWR) — 70
5.5.3 Superkritischwaterreactor (SCWR) — 71
5.6 Radioactief afval – hoeveelheden — 71
5.6.1 Drukwaterreactor (PWR) — 71
5.6.2 Kokendwaterreactor (BWR) — 74
5.6.3 Zwaarwaterreactor (HWR) — 75
5.6.4 Superkritischwaterreactor (SCWR) — 76
5.7 Bijzonderheden voor afvalbeleid — 76

6 Gasgekoelde reactor — 79
6.1 Inleiding — 79
6.2 Werkingsprincipe — 79
6.3 Brandstof — 82
6.4 Koelmiddel — 84
6.5 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking — 84
6.5.1 Gasgekoelde reactor (algemeen) — 84
6.5.2 Gasgekoelde snelle reactor (GFR) — 85
6.5.3 Gasgekoelde thermische reactor (VHTR) — 86
6.6 Radioactief afval – radiologische samenstelling — 88
6.6.1 Gasgekoelde snelle reactor (GFR) — 88
6.6.2 Gasgekoelde thermische reactor (VHTR) — 88
6.7 Radioactief afval – omvang afvalstromen — 89
6.7.1 Gasgekoelde snelle reactor — 89
6.7.2 Gasgekoelde thermische reactor (VHTR) — 89
6.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid — 92

7 Metaalgekoelde reactor — 95
7.1 Inleiding — 95

7.2 Werkingsprincipe — 95
7.3 Brandstof — 97
7.4 Koelmiddel en moderator — 98
7.4.1 Soorten koelmiddel — 99
7.5 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking — 99
7.5.1 Natriumgekoelde reactor — 99
7.5.2 Lood(-bismut)gekoelde reactor — 103
7.6 Radioactief afval – radiologische samenstelling — 105
7.6.1 Natriumgekoelde reactor — 105
7.6.2 Lood(-bismut)gekoelde reactor — 108
7.7 Radioactief afval – hoeveelheden — 109
7.7.1 Natriumgekoelde reactor — 109
7.7.2 Lood(-bismut)gekoelde reactor — 112
7.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid — 113

8 Gesmoltenzoutreactor — 117
8.1 Inleiding — 117
8.2 Werkingsprincipe — 118
8.3 Brandstof — 120
8.4 Koelmiddel en moderator — 121
8.5 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking — 122
8.5.1 Inleiding — 122
8.5.2 Af-gas — 125
8.5.3 Zouthoudend afval — 125
8.5.4 Koolstofhoudend afval — 127
8.5.5 Metaalhoudend afval — 127
8.5.6 Overig operationeel afval — 128
8.6 Radioactief afval – radiologische samenstelling — 128
8.6.1 Ontwerpen met een gesloten splijtstofcyclus — 128
8.6.2 Ontwerpen met een open splijtstofcyclus — 129
8.7 Radioactief afval – omvang afvalstromen — 130
8.7.1 Af-gas — 130
8.7.2 Zouthoudend afval (inclusief bestraalde splijtstof van salt-fueled reactoren) — 130
8.7.3 Bestraalde splijtstof van salt-cooled reactoren — 132
8.7.4 Grafiet — 133
8.7.5 Metaal — 133
8.7.6 Overig operationeel afval — 133
8.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid — 133

9 Conclusies en aanbevelingen — 137
9.1 Conclusies — 137
9.1.1 Geavanceerde watergekoelde reactor (PWR, BWR, SCWR en HWR) — 138
9.1.2 Gasgekoelde reactor (GFR en VHTR) — 138
9.1.3 Metaalgekoelde reactor (SFR en LFR) — 138
9.1.4 Gesmoltenzoutreactor (MSR) — 139
9.2 Aanbevelingen — 139

Literatuur — 141

Afkortingenlijst — 155

Samenvatting

Dit onderzoek beschouwt vier categorieën geavanceerde reactoren: geavanceerde watergekoelde reactoren, gasgekoelde reactoren, metaalgekoelde reactoren en gesmolten zoutreactoren. Elk van deze reactorcategorieën past een ander koelmiddel toe, respectievelijk water, gas, metaal en gesmolten zout. We onderzochten welke afvalstromen tijdens de operationele fase van de reactor worden verwacht. Dat wil zeggen: bestraalde splijtstof en overig radioactief afval, zoals besmet gereedschap, reactoronderdelen die worden vervangen, en afval dat bij het zuiveren van het koelmiddel ontstaat.

Van elke afvalstroom onderzochten we of er informatie beschikbaar is over de chemische vorm, de radiologische samenstelling en de omvang (in massa of volume). Ook keken we naar mogelijke verwerkingsopties, inclusief opwerking van bestraalde splijtstof. De gegevens over de radioactieve afvalstromen in dit rapport zijn waar mogelijk vergeleken met die van een benchmarkreactor: de kerncentrale Borssele (KCB). KCB is een drukwaterreactor, net zoals de meeste huidige kerncentrales.

Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

De afvalstroom met de hoogste activiteit is de bestraalde splijtstof (of het afval dat ontstaat bij het opwerken van de bestraalde splijtstof, wanneer de bestraalde splijtstof niet als afval wordt beschouwd). In een kernreactor worden atomen gespleten, een proces waarbij energie vrijkomt. In bestraalde splijtstof is de splijtbare isotoop (meestal U-235) grotendeels gespleten en daarmee omgezet in splijtingsproducten. De hoeveelheid splijtingsproducten (in ton) die wordt gevormd, hangt af van het thermische vermogen van de reactor, en niet van de reactorcategorie. Daarnaast bestaat bestraalde splijtstof uit de overige bestanddelen van de brandstof (bijvoorbeeld U-238) en activeringsproducten. Daaronder vallen isotopen van plutonium en *minor* actiniden, zoals americium en neptunium.

Het is mogelijk om de radiologische samenstelling van de afvalstroom van bestraalde splijtstof te beïnvloeden door een open of gesloten splijtstofcyclus te kiezen. In een open splijtstofcyclus wordt bestraalde splijtstof afgevoerd als afval, in een gesloten splijtstofcyclus wordt het opgewerkt. Bij opwerken worden uranium en plutonium geëxtraheerd en verwerkt tot nieuwe brandstof, namelijk ERU (enkel uranium) en MOX (uranium en plutonium). Splijtingsproducten en *minor* actiniden worden als afval afgevoerd. De ontwikkeling van metaalgekoelde reactoren vindt plaats om een gesloten splijtstofcyclus met herhaaldelijke opwerking te gebruiken. Op deze manier kan de hoeveelheid plutonium en *minor* actiniden in de totale afvalinventaris afnemen. Hiervoor zijn wel ontwikkelingen in het opwerkingsproces nodig, die nog niet op industriële schaal beschikbaar zijn.

Sommige geavanceerde reactoren zijn bruikbaar als kweekreactoren. Deze zetten bepaalde niet-splijtbare nucliden (kweekstof zoals U-238, Th-232) om in splijtbare (Pu-239, U-233). Deze splijtbare bestanddelen

van de bestraalde splijtstof van kweekreactoren zijn in andere reactoren te gebruiken. De bestraalde splijtstof van kweekreactoren wordt daarom in dit rapport niet beschouwd als afval (bij het opwerken van deze bestraalde splijtstof ontstaat wel radioactief afval, onder andere de splijtingsproducten). Kweekreactoren worden ontworpen om efficiënt gebruik te maken van grondstoffen (natuurlijk uranium bestaat uit slechts 0,7 procent splijtbaar U-235 en 99,3 procent uit het niet-splijtbare U-238). Kweken is met name relevant voor metaalgekoelde reactoren, gesmoltenzoutreactoren, en geavanceerde zwaarwaterreactoren. Bij het gebruik van Th-232 neemt de hoeveelheid plutonium en *minor* actiniden in de bestraalde splijtstof sterk af. Wel ontstaan er andere langlevende isotopen van onder andere uranium en thorium. Deze vormen samen met radioactieve dochters een langlevende component in de afvalstroom door bestraalde splijtstof.

Bestraalde splijtstof is ook als afval te beschouwen. De omvang van de afvalstroom (in ton of m^3) en de activiteitsconcentratie hiervan (in GBq/ton of GBq/m^3) hangt sterk af van de verrijkingsgraad van de splijtstof. Hoe hoger de verrijkingsgraad, hoe meer splijtingen kunnen plaatsvinden per ton (de burn-up is hoger). Hierdoor neemt de massa bestraalde splijtstof per eenheid opgewekte energie af. De activiteitsconcentratie en warmteproductie per ton nemen tegelijk echter toe. Zowel de warmteproductie als de massa (of eigenlijk het volume, dat evenredig is met de massa) zijn belangrijk voor de afmetingen en het ontwerp van een (tijdelijke) bovengrondse afvalopslag en van een diepe geologische eindberging.

Overige operationele afvalstoffen

De overige operationele afvalstoffen vormen de grootste afvalstroom (in massa of volume). De omvang van deze afvalstroom is voor de geavanceerde reactoren lastig te schatten. Er is over het algemeen namelijk minder over deze overige afvalstromen geschreven dan over de bestraalde splijtstof. Dit komt omdat de activiteit relatief laag is. Voor de benchmarkreactor (KCB) is de activiteit van deze afvalstromen meer dan een factor 100 lager dan de activiteit van het opwerkingsafval. De overige operationele afvalstoffen kunnen resten koelmiddel bevatten. Het koelmiddel is radioactief door de aanwezigheid van onder andere activeringsproducten. Afhankelijk van het reactorontwerp (de categorie) kan het koelmiddel ook chemisch reactief of giftig zijn. Dat kan de verwerkingsopties voor het afval beïnvloeden.

Radioactieve afvalstoffen, per reactorcategorie

Hieronder staan voor elke categorie enkele bijzonderheden.

De **geavanceerde watergekoelde reactoren** lijken qua ontwerp en werkingsprincipe het meeste op de benchmarkreactor (KCB). De verwachting is dan ook dat de radioactieve afvalstromen over het algemeen vergelijkbaar zijn. Enkele noemenswaardige verschillen zijn een mogelijke afname in de hoeveelheid overig operationeel radioactief afval (ongeveer een factor 2), en de samenstelling van de bestraalde splijtstof van sommige zwaarwatergekoelde ontwerpen. Deze kunnen Th-232 als kweekstof gebruiken. Hierdoor bevat de bestraalde splijtstof

minder plutonium en *minor* actiniden, maar wel andere langlevende isotopen.

Gasgekoelde reactoren gebruiken zogenaamde TRISO-brandstof. Daarbij is de splijtstof ingekapseld in kleine meerlaagse bolletjes, die weer verwerkt zijn in grafieten aggregaten. Hierdoor neemt het volume van de afvalstroom 'bestraalde splijtstof' vergeleken met de benchmarkreactor (KCB) met ongeveer een factor 10 tot 30 toe. Het grafiet wordt in de reactor geactiveerd, waardoor een afvalstroom met C-14 (halveringstijd 5.730 jaar) ontstaat. Opwerken is door de inkapseling voorlopig niet (op industriële schaal) haalbaar. Deze inkapseling zorgt ook dat het risico van de bestraalde splijtstof op de lange termijn (>10.000 jaar) lager is dan de bestraalde splijtstof van huidige reactoren. Door de inkapseling komen radionucliden namelijk minder makkelijk vrij.

Metaalgekoelde reactoren, gekoeld met natrium of lood(-bismut), worden ontworpen om gebruik te maken van een gesloten splijtstofcyclus met herhaaldelijke opwerking. Hierdoor kan de hoeveelheid langlevend radioactief afval (in de vorm van *minor* actiniden en plutonium) sterk afnemen. Ook zijn deze reactoren te gebruiken als kweekreactoren, waardoor grondstoffen efficiënter inzetbaar zijn. Om van deze mogelijkheden te gebruiken, zijn opwerkingsprocessen nodig die (nog) niet op industriële schaal beschikbaar zijn. Het radioactieve afval van metaalgekoelde reactoren kan resten koelmiddel bevatten. Het koelmiddel is chemisch reactief (natrium) of giftig (lood, bismut). Er zijn daarom verwerkingstappen nodig, voordat het afval voor opslag en eindberging geschikt is.

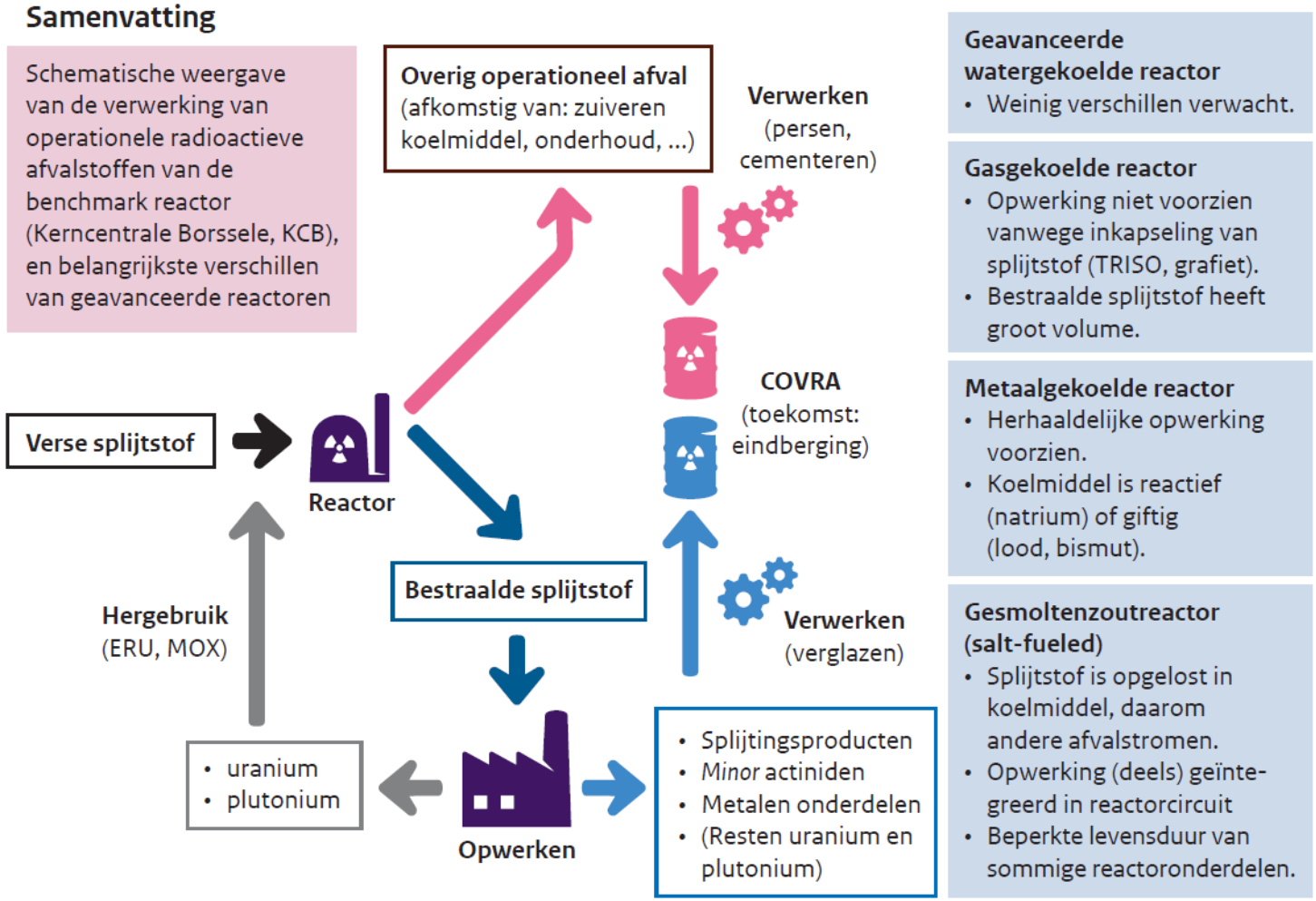
Gesmoltenzoutreactoren zijn te gebruiken om energie op te wekken uit de splijting van plutonium en *minor* actiniden dat van andere reactoren komt, of om zelf splijtstof te kweken uit Th-232. Deze reactoren verschillen wat betreft de samenstelling van de afvalstromen het meest van de benchmarkreactor (KCB). In veel ontwerpen is de splijtstof geen vaste stof, maar wordt deze opgelost in het koelmiddel. Koelmiddel en splijtstof vormen dus een homogeen mengsel. Splijtingsproducten komen daarom ook direct vrij in het koelmiddel. Alle afvalstoffen die besmet zijn met koelmiddel bevatten daarom een bepaalde hoeveelheid bestraalde splijtstof. Er zijn manieren om splijtingsproducten van het koelmiddel te scheiden. De vluchtige splijtingsproducten zijn relatief eenvoudig te scheiden en daarna als afval af te voeren. Sommige ontwerpen gaan uit van een opwerkingssysteem dat het zout continu zuivert. Er zijn technologische ontwikkelingen nodig voordat dit op grote schaal mogelijk is. Ook het immobiliseren van het uiteindelijke afval in een geschikte vorm voor eindberging is uitdagend. Deze technieken zijn (nog) niet op grote schaal beschikbaar. Een ander aandachtspunt is de beperkte levensduur van bepaalde reactoronderdelen, die daarom elke vijf-tien jaar moeten worden vervangen.

Tot slot merken we op dat de aard en omvang (in ton of m^3) van de radioactieve afvalstromen sterk afhankelijk kan zijn van het precieze reactorontwerp en ontwikkelingen op het gebied van opwerking en verwerking van afval. Wanneer informatie over afval van een specifiek

reactorontwerp gewenst is, raden wij aan om dit in een vervolgonderzoek uit te zoeken.

Op de volgende pagina is een grafische samenvatting van de inhoud van het rapport weergegeven (Figuur 1.1). Vergelijkbare grafische samenvattingen zijn per reactorcategorie gemaakt en aan het einde van ieder corresponderend hoofdstuk van dit rapport toegevoegd.

Figuur 1.1 Schematische weergave van de verwerking van operationele radioactieve afvalstoffen van de benchmark reactor, met aangegeven verschillen voor de respectievelijke categorieën geavanceerde reactoren. ERU (Enriched Reprocessed Uranium) en MOX (Mixed Oxide) zijn vormen van opgewerkte brandstof. COVRA (Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval) is het bedrijf dat verantwoordelijk is voor de opslag van radioactief afval in Nederland.



1 Inleiding

1.1 Aanleiding

Verschillende landen (waaronder Nederland) zien (uitbreiding van) kernenergie als onderdeel van de CO_2-neutrale energie-ambities [1]. Behalve moderne uitvoeringen van het tot nu toe gangbare lichtwaterreactor-concept, zijn er verschillende andere types in ontwikkeling, die een ander werkingsprincipe hanteren. Deze 'geavanceerde reactoren' kunnen op bepaalde veiligheidsaspecten of toepassingsgebieden gunstig zijn ten opzichte van conventionele lichtwaterreactoren [2, 3]. Het ministerie van Infrastructuur en Waterstaat (IenW) vroeg het RIVM een overzicht te geven van de eigenschappen van het radioactief afval dat van geavanceerde reactoren zal komen.

Een dergelijk overzicht is te gebruiken om een onderbouwde afweging te maken over de verdere ontwikkeling (en eventuele bouw) van geavanceerde reactoren die de verschillende technologieën gebruiken. Bij die afweging moet de gehele levenscyclus in ogenschouw worden genomen, inclusief het afval. Dit project zal hiervoor een noodzakelijke stap zijn, namelijk het karakteriseren van het radioactief afval van de operationele fase van geavanceerde reactoren. Met dit project moet een overzicht van de eigenschappen van het radioactieve afval van geavanceerde reactoren voor beleidsmakers toegankelijk worden. Hier hoort een vergelijking bij met de bekende situatie van het radioactieve afval van de bestaande kerncentrale Borssele[1]. Het project zal ook het uitgangspunt vormen van eventuele nadere analyse over hoe 'geavanceerd radioactief afval' binnen het huidige radioactief afvalbeleid past. Zo zijn eventueel benodigde ontwikkelingen in het beleid en/of de ontwikkeling van kennis over bepaalde aspecten van (specifieke) geavanceerde reactortechnieken te agenderen.

1.2 Onderzoeksvraag

De onderzoeksvraag luidt: Wat zijn de eigenschappen van het radioactief afval afkomstig van de operationele fase van geavanceerde reactoren?

We behandelen de volgende eigenschappen van de in- en uitvoer van de reactoren:

- Over de werking van de reactor: welke splijtstof/brandstof[2], welke moderator en welk koelmiddel wordt gebruikt?
- Welke chemische vorm heeft het afval (voor zover relevant voor de verwerking en opslag van het afval)?
- Wat is de radiologische samenstelling (radionucliden, activiteiten) van het afval?
- Wat is de omvang van de afvalstromen (massa/volume)?

[1] Kerncentrale Borssele is een drukwaterreactor, een type lichtwaterreactor

[2] De term 'brandstof' moet niet letterlijk worden opgevat. Er vindt geen verbrandingsreactie plaats zoals bij het opwekken van energie uit fossiele brandstof. De termen '(kern)brandstof' en 'splijtstof' worden in de literatuur wel eens door elkaar gebruikt.

Tijdens het uitvoeren van het onderzoek is samen met de opdrachtgever besloten om de nadruk te leggen op de eigenschappen van het radioactieve afval die effect hebben op de manier van verwerking en opslag. Dit zijn voornamelijk de fysische en chemische vorm, en de radiologische samenstelling.

De genoemde aspecten worden vergeleken met een uitgangssituatie: een bestaande reactor, namelijk de kerncentrale Borssele. Bij de vergelijking besteden we aandacht aan:

- Verschillen met de uitgangssituatie die incompatibiliteit veroorzaken met huidige methodes van verwerking en opslag van het afval. Een voorbeeld is dat het laag-of middelradioactief afval van een bepaald type geavanceerde reactor chemisch zodanig afwijkt van de uitgangssituatie, dat de gangbare methode van immobiliseren en opslag in de gebouwen van COVRA niet zonder aanpassingen van toepassing kan zijn.
- Bijzonderheden die bij de nieuwe technieken horen, die een wezenlijk andere (conceptuele) benadering vragen dan we kennen van de uitgangssituatie. Een voorbeeld is de noodzaak om delen van het primair circuit van de reactor gedurende de operationele fase te vervangen.
- Mogelijkheid tot/voorziening in opwerking van bestraalde splijtstof.
- Identificeren van hiaten in beschikbare kennis van bovengenoemde aspecten.

1.3 Afbakening

Dit rapport gaat over het radioactieve afval afkomstig uit de operationele fase (‘operationeel afval’) van geavanceerde reactoren. Veel geavanceerde reactoren zijn kleine modulaire reactoren (*small modular reactors*, SMR’s), maar het onderzoek beperkt zich daar niet toe. De nadruk ligt op reactoren die bedoeld zijn voor het opwekken van elektriciteit. Reactoren die ontwikkeld worden voor alternatieve toepassingen van kernenergie, zoals het gebruik van de warmte voor waterstofproductie, worden wel meegenomen. We gaan echter niet verder in op de alternatieve toepassingen. Onderzoeksreactoren zijn in dit onderzoek meegenomen als het ontwerp een prototype vormt voor latere, grotere reactoren, of relevante informatie levert over te verwachte afvalstromen bij latere reactoren.

Het operationele afval bestaat uit de bestraalde splijtstof, overige afvalstromen afkomstig van het primaire proces (denk bijvoorbeeld aan harsen en filters die radioactiviteit uit de primaire kringloop wegvangen bij een drukwaterreactor), en radioactief afval afkomstig van ondersteunende processen (schoonmaak van besmette onderdelen, laboratoriumproeven, enzovoort). Bij sommige geavanceerde reactoren is vervanging van delen van het primaire circuit onderdeel van de operationele fase. Dit beschrijft het rapport dan ook. Met de beperking tot radioactief afval uit de *operationele fase* vallen de volgende afvalstromen buiten scope:

- Het ontmantelingsafval, dat wil zeggen radioactief afval afkomstig van de structurele elementen van de kernreactor, nadat deze (definitief) uit bedrijf wordt genomen.

- Radioactief afval dat ontstaat bij de productie van brandstoffen (waaronder ook mijnbouw en verrijking).
- Niet-radioactief afval, bijvoorbeeld chemisch afval dat ontstaat bij de winning van grondstoffen voor de nucleaire sector, of de opwerking van bestraalde splijtstof.

Deze afvalstromen zouden voor een geïntegreerde afweging van de wenselijkheid van ontwikkeling van respectievelijke technologieën wel meegenomen moeten worden. Er is aanvullend onderzoek nodig om deze aspecten op het gewenste niveau in kaart te brengen. Waar mogelijk merken we in dit rapport echter wel relevante noemenswaardigheden aan, voor zover ze in onze onderzoekuitvoering naar voren kwamen.

Daarnaast zijn de volgende aspecten buiten scope van dit onderzoek:

- De mate van technologische ontwikkeling van de reactorontwerpen. Globale informatie over de mate van ontwikkeling van de categorieën geven we wel, maar een kwantificatie via bijvoorbeeld een *technology readiness-level* is buiten scope. Voor een schatting van een dergelijke grootheid voor specifieke reactorontwerpen (van beperkte omvang) verwijzen we naar het SMR-dashboard van NEA [4].
- De ontwikkeling van de totale Nederlandse afvalinventaris door het in de toekomst bouwen van een of meer geavanceerde reactoren. Hiervoor verwijzen we naar overig onderzoek, bijvoorbeeld de NRG-studie in het kader van OPERA (OnderzoeksProgramma Eindberging Radioactief Afval) [5].
- Veiligheid van beschouwde reactoren of reactorcategorieën.
- Security-aspecten (beveiliging van centrales of het resulterende afval, proliferatie).
- Financiële aspecten rond geavanceerde reactoren of het radioactieve afval afkomstig daarvan, inclusief vraagstukken over de beschikbaarheid van brandstoffen.
- Lozingen van radioactieve stoffen (naar lucht en water).
- Dosisberekeningen en -schattingen voor werknemers of leden van de bevolking, noch tijdens normaal bedrijf van de beschouwde reactoren, noch tijdens de verwerking, opslag en berging van het radioactief afval.
- Perceptievraagstukken rond afval van geavanceerde reactoren.

We benoemden aandachtspunten over deze onderwerpen als deze zich vanzelf tijdens onze onderzoekuitvoering voordeden.

Het uitgangspunt is dat de benodigde informatie wordt vergaard uit openbare bronnen. Technische analyse en reactorkundige modellering zijn niet uitgevoerd.

1.4 Methode

Er zijn verschillende manieren om de ‘output’ aan radioactief afval van geavanceerde reactoren in de operationele fase te beschrijven. Het is mogelijk om via modelberekeningen en deeltjestransport-simulatiesschattingen te maken van de activiteitsconcentraties van radionucliden in de bestraalde splijtstof (of bijvoorbeeld de structurele

materialen) die hoort bij een reactorontwerp. Dergelijke berekeningen zijn specifiek voor elk afzonderlijk ontwerp en vereisen kennis van de technische eigenschappen van de ontwerpen die in de meeste gevallen voor geavanceerde reactoren (nog) niet (openbaar) bekend zijn. De combinaties van eigenschappen zijn samen te vatten tot categorieën van reactorontwerpen (zie paragraaf 1.4.2), waarbinnen we uitspraken kunnen doen over algemene verwachtingen rond de radioactieve afvalstromen.

Dit rapport geeft op globaal niveau aan welke overwegingen er zijn voor (de omvang van) radioactieve afvalstromen uit de operationele fase van geavanceerde reactoren. Dit doen we op basis van de verwachte uitwerking van relevante (en bekende) ontwerpverschillen van een aantal categorieën geavanceerde reactoren. De resultaten vergelijken we met een 'benchmark'-reactor, waarvan de samenstelling en omvang van de radioactieve afvalstromen bekend zijn in Nederland: de drukwaterreactor kerncentrale Borssele (KCB).

1.4.1 Beschouwde afvalstromen

Radioactieve afvalstromen uit de operationele fase zijn te verdelen in bestraalde (verbruikte) splijtstof en overige operationele afvalstromen. De internationaal gepubliceerde kennis over dit onderwerp beslaat vooral de afvalstroom bestraalde splijtstof. Overige operationele afvalstromen zijn over het algemeen veel lager en daarnaast minder langlevend radioactief. Dat verklaart mogelijk het relatieve gebrek aan aandacht voor het onderwerp. Ook zijn overige operationele afvalstromen van geavanceerde reactoren qua samenstelling en omvang mogelijk minder gemakkelijk voorspelbaar dan de bestraalde splijtstof. Er zijn immers weinig geavanceerde reactoren operationeel, en de eventuele praktijkgegevens zijn niet openbaar toegankelijk. Of ze stammen uit een periode die dermate lang geleden is, dat de vraag is of vooruitgang in processen en protocollen de situaties onvergelijkbaar heeft gemaakt.

In dit rapport ligt het zwaartepunt daarom bij de bestraalde splijtstof. Dit met het doel om de samenstelling en omvang van de corresponderende afvalstromen te beschrijven, en mogelijke aandachtspunten voor het inpassen in radioactief afvalbeleid te identificeren. De overige operationele afvalstromen – hoewel meestal lager actief – kunnen wel een grote omvang hebben, of specifieke vraagstukken voor het beheer en (eind)berging opleveren. Daarom brengen we ook deze in het rapport in kaart, voor zover er informatie over beschikbaar is.

In dit rapport geven we informatie over zowel de samenstelling van het radioactief afval als de omvang van de afvalstromen. Hierbij merken we het volgende op:

- De samenstelling van radioactief afval verandert in de tijd door radioactief verval, waarbij nieuwe radionucliden (dochternucliden) kunnen worden gevormd (ingroei)[3]. De

[3] Door radioactief verval neemt de activiteit van het afval af. Omdat het afval bestaat uit een mengsel van radionucliden met verschillende halveringstijden is de afname in activiteit niet constant, maar varieert deze in de tijd. Van sommige radionucliden neemt de activiteit in eerste instantie *toe,* omdat zij vooral ontstaat door

'levensduur' (hoelang de activiteitsconcentratie 'hoog' is) is daarmee ook een belangrijke eigenschap van het afval.
- Het ligt voor de hand dat een grote kerncentrale (uitgedrukt in het vermogen) meer radioactief afval oplevert dan een kleine. In dit rapport geven we daarom waar mogelijk de omvang (in m^3, ton of GBq) van de afvalstromen weer per $GW_e y$. Dit betekent de hoeveelheid elektriciteit die in één jaar wordt opgewekt door een kerncentrale met een elektrisch vermogen van 1 GW.

1.4.2 Beschouwde categorieën reactoren

Geavanceerde reactoren worden wel eens beschreven als reactoren van de vierde generatie ('Generatie IV') [7]. Er bestaan volgens andere definities echter ook geavanceerde reactoren uit Generatie III(+) [8]. Het onderscheid tussen Generatie III(+) en Generatie IV wordt niet overal (consequent) gehanteerd. Ook is de naamgeving niet per se relevant voor de eigenschappen van het radioactief afval. In dit rapport behandelen we daarom de categorieën en subcategorieën van reactoren zoals ze naar voren komen uit de beschouwde bronnen, ongeacht of ze Generatie III(+) of Generatie IV vertegenwoordigen.

In dit rapport worden reactoren onderverdeeld op basis van het gebruikte koelmiddel:
- Geavanceerde watergekoelde reactoren;
- Gasgekoelde reactoren;
- Metaalgekoelde reactoren;
- Gesmoltenzoutreactoren.

We kozen voor een indeling op basis van koelmiddel, omdat het koelmiddel samenhangt met de keuze voor een bepaalde splijtstof (splijtbaar nuclide, verrijkingsgraad, fysisch-chemische vorm), en daarmee ook de hoeveelheid en samenstelling van het radioactieve afval. De indeling komt overeen met die van het SMR-dashboard van NEA [4]. De NEA-categorie 'heat-pipe-cooled' laten we in dit rapport buiten beschouwing. (Het gaat om drie ontwerpen, allen kleine, mobiele reactoren met een zeer laag thermisch vermogen, < 15 MW.)

Het radioactieve afval van geavanceerde reactoren kan ongeschikt zijn voor (delen van) het tot nu toe gangbare beheer voor radioactief afval. Dit kan te maken hebben met bijvoorbeeld chemische of radiologische aspecten van de stoffen, resulterend uit de gebruikte processen of benodigde splijtstoffen/koelmiddelen/moderatoren bij geavanceerde reactoren. Deze bijzonderheden beschrijven we in dit rapport.

Voor iedere (sub)categorie van geavanceerde reactoren bepalen we de eigenschappen van het radioactieve afval (bijvoorbeeld de chemische vorm en samenstelling, activiteit, aanwezige isotopen). We proberen de vraag te beantwoorden of de eigenschappen van het afval zodanig afwijken van de eigenschappen van het afval van de benchmarkreactor (KCB), dat ze wijzigingen in de verwerkingsmethoden en/of het radioactief afvalbeleid

ingroei (wanneer moedernucliden in het afval vervallen) en niet in de reactor zelf. Een voorbeeld is americium-241 (Am-241, halveringstijd 432 jaar), een dochter van plutonium-241 (Pu-241, halveringstijd 14,3 jaar). De activiteit van Am-241 in bestraalde splijtstof van een drukwaterreactor is het hoogst ongeveer 100 jaar, nadat de splijtstof is verwijderd uit de reactor [6]. De *totale* activiteit van de bestraalde splijtstof neemt in deze 100 jaar wel af.

zouden vereisen. Ook proberen we te achterhalen hoeveel – in vergelijking met de benchmarkreactor – radioactief afval wordt geproduceerd.

1.4.3 Beschouwde bronnen

Voor dit rapport is gebruikgemaakt van de internationale wetenschappelijke literatuur, met name van instituten zoals het IAEA, NEA/OECD, artikelen van de National Laboratories in de Verenigde Staten en van *peer-reviewed*-artikelen over het onderwerp. We hebben informatie over geavanceerde reactorontwerpen die al bestaan of nog in ontwikkeling zijn, opgehaald uit de ARIS-database van het IAEA (ARIS: advanced reactor information system) [8]. Deze database is op 13 maart 2025 gedownload en geanalyseerd. Eventuele belangrijke analysestappen zijn in dit rapport op de corresponderende plaats beschreven.

1.5 Leeswijzer

In hoofdstuk 2 staat algemene achtergrondinformatie over kerncentrales en radioactief afval.

In hoofdstuk 3 staat een overzicht van de belangrijkste algemene factoren die invloed hebben op de omvang en samenstelling van radioactieve afvalstromen. Dit zijn de overwegingen aangaande brandstoftype (uranium of thorium), type splijtstofcyclus (open, dicht, of met splijting van actiniden), en de relatie tussen enerzijds de omvang van de reactor en de bereikte *burn-up*, en anderzijds de activiteit en het warmtegenererend vermogen van de bestraalde splijtstof. Deze verbanden gelden op conceptueel niveau voor alle categorieën kernreactoren.

Vervolgens beschrijft hoofdstuk 4 de afvalstromen van de ‘benchmark’-reactor, namelijk kerncentrale Borssele. De rest van het rapport beschrijft afvalstromen van vier categorieën geavanceerde reactoren:

- Geavanceerde watergekoelde reactoren (hoofdstuk 5);
- Gasgekoelde reactoren (hoofdstuk 6);
- Metaalgekoelde reactoren (hoofdstuk 7);
- Gesmoltenzoutreactoren (hoofdstuk 8).

Elk van deze hoofdstukken begint met een korte inleiding over het reactorontwerp, inclusief informatie over de brandstof, koelmiddel en moderator. Vervolgens staat er informatie in over de verwachte radioactieve afvalstromen: de vorm en chemische eigenschappen, de radiologische samenstelling en de hoeveelheden. Elk hoofdstuk eindigt met een korte samenvatting van de belangrijkste bijzonderheden.

2 Achtergrondinformatie

2.1 Achtergrondinformatie kerncentrale

Deze paragraaf beschrijft kort de werking van een kerncentrale en de processen die hierin plaatsvinden. Het doel hiervan is om enkele in dit rapport gebruikte begrippen toe te lichten. Deze zijn in de tekst dikgedrukt. Gedetailleerde informatie over kerncentrales is in onderstaande en vele andere bronnen te vinden:

- *Nuclear engineering handbook* [9];
- *Kernenergie, hoe zit dat?* [10];
- *Nuclear reactors* [11].

Verschillende in dit hoofdstuk beschreven aspecten hebben invloed op de hoeveelheid en samenstelling van het radioactief afval. Dit wordt in hoofdstuk 3 besproken.

2.1.1 Werkingsprincipe

Een kerncentrale wekt elektriciteit op door atoomkernen te **splijten**. Het splijten wordt in gang gezet wanneer de kern van een splijtbaar atoom een neutron absorbeert. Bij het splijten komen enkele neutronen en energie (in de vorm van warmte) vrij. Daarnaast ontstaan **splijtingsproducten** (kleinere atoomkernen). De warmte wordt afgevoerd door een **koelmiddel**, en gebruikt om stoom te produceren, die een turbine aandrijft. Zo wordt elektriciteit gegenereerd. De vrijgekomen neutronen kunnen door andere atoomkernen worden geabsorbeerd, die vervolgens ook een splijtingsreactie ondergaan. Op deze manier ontstaat een **kettingreactie**, waarbij steeds nieuwe splijtingen plaatsvinden en dus continu energie vrijkomt. In een kernreactor verloopt deze reactie gecontroleerd; de massa in de kernreactor is **kritisch**. Dat wil zeggen dat elke splijtingsreactie resulteert in precies één neutron dat voor een nieuwe splijtingsreactie zorgt. De overige neutronen worden geabsorbeerd door andere reactormaterialen, bijvoorbeeld de **regelstaven,** die de reactie kunnen afremmen.

Het vermogen (in MW or GW) van een kerncentrale wordt uitgedrukt als het **thermische vermogen** (ook wel MW_{th}) of het **elektrische vermogen** (MW_e). De verhouding tussen het elektrische en thermische vermogen is de **thermische efficiëntie**. Een andere nuttige parameter is **burn-up.** Dat is de fractie van het oorspronkelijk aanwezige splijtstof die in de reactor wordt verbruikt. Deze wordt in de praktijk uitgedrukt als de totaal geproduceerde (thermische) energie per massa splijtstof in GW_{th}d/tHM. Daarbij staat d voor ‘dag’ en tHM voor ‘ton zware metalen’, *heavy metals*, in de praktijk met name uranium.

Kerncentrale Borssele is een drukwaterreactor (PWR, *pressurised water reactor*), een type lichtwaterreactor (LWR). Meer informatie over de werking van PWR’s staat in hoofdstuk 4.

2.1.2 Brandstof

Niet alle atoomkernen zijn splijtbaar en kunnen de kettingreactie in stand houden. **Splijtstof** bevat splijtbare nucliden (in het Engels: *fissile*), bijvoorbeeld U-233, Pu-239, Pu-241 en **U-235**, waarvan de laatste het meeste wordt gebruikt in de huidige kerncentrales, in de vorm van uraniumoxide. Natuurlijk uranium bestaat uit 99,3 procent U-238 en slechts 0,7 procent U-235. Om de kettingreactie vol te houden, is voor veel soorten kerncentrales een hoger percentage U-235 nodig. Dit wordt verkregen via een proces dat we **verrijken** noemen.

Na een bepaalde tijd is de splijtstof niet meer in staat een kettingreactie te onderhouden. Deze **bestraalde (of verbruikte) splijtstof** wordt dan afgevoerd. Bestraalde uraniumsplijtstof bevat naast splijtingsproducten en niet-splijtbare isotopen (zoals U-238) ook isotopen van plutonium, neptunium, curium en americium. Die worden gevormd door activering van uranium (zie paragraaf 2.1.4 voor meer informatie over activering). Deze isotopen, met uitzondering van plutonium, noemen we ook wel de ***minor* actiniden** (Engels: *minor actinides*), omdat ze in kleinere hoeveelheden aanwezig zijn dan de actiniden[4] uranium en plutonium.

2.1.2.1 Kweken

Men spreekt van **kweekstof** als het gaat om materiaal met nucliden die *na* neutronenabsorptie splijtbaar (Engels: *fertile*) worden, eventueel na radioactief verval. Voorbeelden zijn Th-232 (geeft U-233), U-238 (geeft Pu-239) en Pu-240 (geeft Pu-241). In de huidige kerncentrales, waar verrijkt uranium wordt gebruikt, ontstaat dus Pu-239 uit een klein deel van het aanwezige U-238. Een deel van het gevormde Pu-239 wordt gespleten in de reactor. Ongeveer een derde van de energie die in de huidige kerncentrales wordt geproduceerd, komt van de splijting van Pu-239 [13]. Een **thoriumreactor** zet de kweekstof Th-232 om in de splijtstof U-233. Een reactor waarin kweekstof wordt toegepast om meer splijtstof te maken dan wordt verbruikt, noemen we een **kweekreactor**.

Op dit moment zijn er slechts twee kweekreactoren in gebruik als kernenergiecentrales (data van het IAEA, 2024 [14]): Beloyarsk-3 en Beloyarsk-4, beide in Rusland. Vanaf de jaren vijftig zijn er wel kweekreactoren gebouwd in onder andere Duitsland, Frankrijk, het Verenigd Koninkrijk en de Verenigde Staten. In deze landen nam de interesse in kweekreactoren af vanaf de jaren tachtig. Dat kwam onder andere door de hoge kosten (vergeleken met lichtwaterreactoren die gebruikmaken van verrijkt uranium) en de veiligheid van de ontwerpen [15]. Op het moment van schrijven van dit rapport zijn er kweekreactoren (voor energieproductie) in aanbouw in China, Rusland en India [14]. In China is een 2 MW_e-testreactor operationeel, waar sinds 2025 U-233 wordt gekweekt uit Th-232 [16].

[4] Actiniden zijn elementen met een atoomnummer van 89 (actinium) tot en met 103 (lawrencium), waaronder dus thorium (atoomnummer 90), uranium (atoomnummer 92), neptunium (atoomnummer 93), plutonium (atoomnummer 94), americium (atoomnummer 95) en curium (atoomnummer 96). IUPAC (International Union of Pure and Applied Chemistry) geeft overigens aan dat de term 'actinoïden' correcter is, maar de term 'actiniden' wordt wereldwijd nog veel gebruikt, ook in dit rapport [12].

2.1.2.2 Opwerken

Voor de huidige kerncentrales bestaat de bestraalde splijtstof uit uraniumoxide met daarin splijtingsproducten, plutonium en *minor* actiniden, verpakt in metalen buizen (ook wel **cladding** genoemd). Wanneer bestraalde splijtstof na gebruik als afval wordt afgevoerd, spreekt men van een **open splijtstofcyclus** (*open* of *once-through fuel cycle*) [17].

Bestraalde splijtstof kan ook worden **opgewerkt**. Dat is een proces waarbij splijtbare nucliden (plutonium, uranium) chemisch afgescheiden en tot nieuwe brandstof verwerkt worden. Het opgewerkte uranium kan verwerkt worden tot **ERU** (*enriched reprocessed uranium*), dat in de vorm van uraniumoxide kan worden gebruikt [18]. Het is ook mogelijk om het opgewerkte uranium en plutonium samen te verwerken tot **MOX** (*mixed-oxide fuel*). Dit kan een deel van de uraniumoxide-brandstof vervangen. In dit geval spreekt men van een **gesloten splijtstofcyclus** (*closed fuel cycle*).

Op dit moment wordt bestraalde splijtstof voor lichtwaterreactoren niet of één keer opgewerkt. (Lichtwaterreactoren zijn op dit moment de meest voorkomende reactoren. Zie hoofdstuk 4 voor meer informatie.) Dit heeft te maken met de samenstelling van de splijtstof [19]: bij toenemende burn-up wordt naast Pu-239 ook Pu-240, Pu-241 en Pu-242 gevormd. In een standaard lichtwaterreactor kunnen Pu-239 en Pu-241 splijten, terwijl Pu-240 en Pu-242 neutronen absorberen, waardoor de splijtingsreactie afremt. Om hiervoor te compenseren, zou de splijtstof een grotere hoeveelheid plutonium moeten bevatten. Dat zou bereikt kunnen worden door bestraalde MOX verder op te werken. Dit heeft echter gevolgen voor de veiligheid van de reactor. Bestraalde MOX wordt daarom niet herhaaldelijk opgewerkt, maar opgeslagen in afwachting van nieuwe typen reactoren[5] (of voor afvoer als afval naar een eindberging) [20].

In het tekstkader staat meer informatie over opwerkingsprocessen.

Opwerkingsprocessen

Op dit moment is het enige commercieel beschikbare opwerkingsproces het **PUREX**-proces (*plutonium uranium redox extraction*) [21-23]. Dit is een hydrometallurgisch proces, dat wil zeggen dat het proces plaatsvindt in waterige oplossing. De term *aqueous reprocessing* (waterige opwerking) wordt daarom ook gebruikt. De eerste stap in het PUREX-proces is oplossen van de bestraalde splijtstof in geconcentreerd salpeterzuur. Vervolgens wordt een organisch oplosmiddel toegevoegd, waarmee uranium en plutonium (apart) worden geëxtraheerd en omgezet in UO_2 en PuO_2. De splijtingsproducten en *minor* actiniden blijven achter in de waterfase, en worden verwerkt tot afval.

Er bestaan allerlei (niet commercieel beschikbare) varianten van het PUREX-proces, waarin bijvoorbeeld enkel uranium wordt geïsoleerd, uranium en plutonium samen worden geïsoleerd, of *minor* actiniden worden geïsoleerd (apart of samen met uranium en plutonium). In

[5] Snelle reactoren, deze worden besproken in paragraaf 2.1.3.

Frankrijk wordt onderzoek gedaan naar manieren om het PUREX-proces aan te passen, om zo ook *minor* actiniden te kunnen extraheren. Een beschrijving van deze processen valt buiten de scope van dit rapport. We verwijzen hiervoor naar Annex IV van IAEA NW-T-1.7 [23].

Een alternatieve methode wordt **pyro-verwerking** (*pyro-processing*) genoemd [21-24]. Dit is een elektrometallurgische methode. Dat wil zeggen dat er elektrolyse wordt gebruikt. De bestraalde splijtstof wordt opgelost in een gesmolten (chloride)zout bij hoge temperatuur. Vervolgens wordt uranium geïsoleerd, en in een tweede stap uranium, plutonium en *minor actiniden* samen. (Dit zal ook een kleine hoeveelheid splijtingsproducten bevatten, namelijk isotopen van lanthaniden.) De splijtingsproducten blijven achter in het gesmolten zout, en worden tot afval verwerkt. Pyro-verwerking is nog niet commercieel beschikbaar.

Een voordeel van pyro-verwerking is dat hiervoor in vergelijking met het PUREX-proces een kleinere faciliteit nodig is, en dat bestraalde splijtstof niet hoeft af te koelen voor verwerking. Een nadeel is dat het batchgewijs wordt uitgevoerd en daarmee lastig is op te schalen [24].

2.1.2.3 Transmutatie

Een mogelijke toekomstige ontwikkeling is het **verbruiken van *minor* actiniden,** zoals neptunium en americium als splijtstof in kernreactoren. Dit noemen we ook wel **transmutatie**. Voor (bij benadering) volledige transmutatie zijn meerdere opwerkingscycli nodig [25]. Er zijn technische uitdagingen bij de chemische isolatie (**partitie**) van de *minor* actiniden uit bestraalde splijtstof en het gebruik hiervan als splijtstof in reactoren, zeker op grote schaal [26]. Er is daarom nog veel onderzoek nodig, voor een volledig of bij benadering volledig gesloten splijtstofcyclus in de praktijk haalbaar is.

Minor actiniden vormen een relatief klein (maar langlevend en radiotoxisch) deel van het radioactief afval van kernreactoren (zie paragraaf 2.2.3.1 voor meer informatie). De financiële kosten en radiologische risico's (zoals dosis voor de betrokken werknemers) van partitie en transmutatie moeten tegen de voordelen worden afgewogen.

2.1.3 Snelheid van neutronen

De neutronen die vrijkomen tijdens een splijtingsreactie zijn **snelle neutronen** (ze hebben hoge energie). De kans dat deze neutronen verdere splijting van U-235 veroorzaken, is laag. Om de kans te verhogen, worden de neutronen met behulp van een **moderator** afgeremd (tot langzame of **thermische neutronen**). Verreweg de meeste huidige kerncentrales gebruiken reactoren met thermische neutronen en water is de meest gebruikte moderator [14]. Water absorbeert echter ook neutronen. Daarom is verrijkt uranium nodig als brandstof, behalve bij reactoren waar zwaar water wordt gebruikt (zoals de CANDU-reactoren).

Er zijn ook **snelle reactoren**, waar de snelle neutronen direct gebruikt worden, en er dus geen moderator wordt toegepast. Omdat de kans om een splijtingsreactie te veroorzaken kleiner is voor snelle neutronen dan

voor thermische neutronen, is voor snelle reactoren in het algemeen een hogere verrijkingsgraad nodig.

Snelle reactoren zijn interessant als kweekreactoren. In een kweekreactor moet het gemiddeld aantal geproduceerde neutronen per splijtingsreactie hoog zijn: er is één neutron nodig om kweekstof om te zetten in splijtstof, één neutron om de kettingreactie in stand te houden, en er vindt altijd verlies van neutronen plaats ('lek' naar buiten). De splijting van Pu-239 door snelle neutronen levert gemiddeld genoeg neutronen. Een snelle kweekreactor[6] op basis van U-238 en Pu-239 is daarom mogelijk [19].

Snelle reactoren zijn ook interessant voor transmutatie van *minor* actiniden. Dit kan in thermische reactoren [28], maar zal in snelle reactoren efficiënter zijn. De kans op splijting van deze radionucliden is namelijk hoger voor snelle dan voor thermische neutronen [19, 22].

2.1.4 Activering van materialen

Neutronen worden ingevangen door splijtstof, maar daarnaast ook door alle andere materie in de omgeving. Dit heeft kernreacties tot gevolg, waardoor andere isotopen ontstaan uit de door de neutronen getroffen elementen. Als de gevormde isotopen radioactief zijn, heet dit proces **activering**. De nieuwe isotopen kunnen radioactief vervallen, of op hun beurt weer geraakt worden door neutronen. Hierdoor kunnen ze splijten (zoals bij de splijtstof gebeurt), of kunnen er verdere kernreacties optreden, waardoor weer nieuwe isotopen ontstaan.

De samenstelling van de elementen/isotopen (en daarmee de straling die ervan afkomstig is) hangt af van de materiaalsamenstelling *voordat* de neutronen langskwamen, maar ook van de energie (of de 'snelheid') van de neutronen. De mate van neutronenvangst is namelijk per isotoop verschillend en is afhankelijk van de neutronenergie.

2.1.5 SMR's (small modular reactors)

Een kleine modulaire kernreactor (**SMR**, *small modular reactor*) is een kernreactor met een vermogen tot ongeveer 300 MW_e [29]. De SMR werkt hetzelfde als een klassieke, grote reactor van dezelfde categorie. Ten opzichte van grote reactoren bieden SMR's bepaalde voordelen [30, 31]. Verwacht wordt dat SMR's vanwege het modulaire karakter sneller te bouwen en eenvoudiger te onderhouden zijn dan grote kernreactoren. Ook worden door het lagere vermogen van SMR's op bepaalde vlakken een verbeterde veiligheid verwacht. Andere genoemde voordelen van SMR's zijn: klein ruimtebeslag, inzetbaarheid op locaties met grote energiebehoefte (zoals industrieterreinen) en lagere bouwkosten dan voor een grote reactor. Het gaat om de bouwkosten per reactor: per opgewekte MWh zijn SMR's relatief duur, al kunnen de kosten in de toekomst afnemen wanneer er meer ervaring is.

NEA houdt een dashboard bij met informatie over SMR's (beschikbaar online [32] of te downloaden in rapportvorm [4]). In de 2025-versie van dit dashboard worden 74 verschillende SMR's besproken. NEA merkt op dat er sinds de 2024-versie van het dashboard een toename is in het

[6] Een kweekreactor op basis van Th-232 (splijtstof: U-233) is ook mogelijk met thermische neutronen [27].

aantal ingediende en goedgekeurde vergunningaanvragen. Daarnaast is er een sterke toename in het aantal bedrijven dat zich in de voorbereidende fase van een vergunningaanvraag bevindt, met name in de VS en Frankrijk. In China, Japan en Rusland zijn al SMR's operationeel.

2.1.6 Geavanceerde reactoren

De definitie van **geavanceerde reactoren** is heel breed en omvat reactoren die gebaseerd zijn op bestaande technologieën (zoals geavanceerde lichtwaterreactoren) en innovatieve reactorontwerpen die gebruikmaken van onder andere nieuwe[7] brandstoffen en andere koelmiddelen [8]. Vaak worden respectievelijk de termen **generatie III** (of III+) en **generatie IV** gebruikt [23]. Het Generation IV Forum (GIF) onderscheidt zes reactorontwerpen in generatie IV [7]. Deze komen ongeveer overeen met de ontwerpen die dit rapport behandelt. Een samenvatting van de belangrijkste karakteristieken staat in Tabel 2.1.

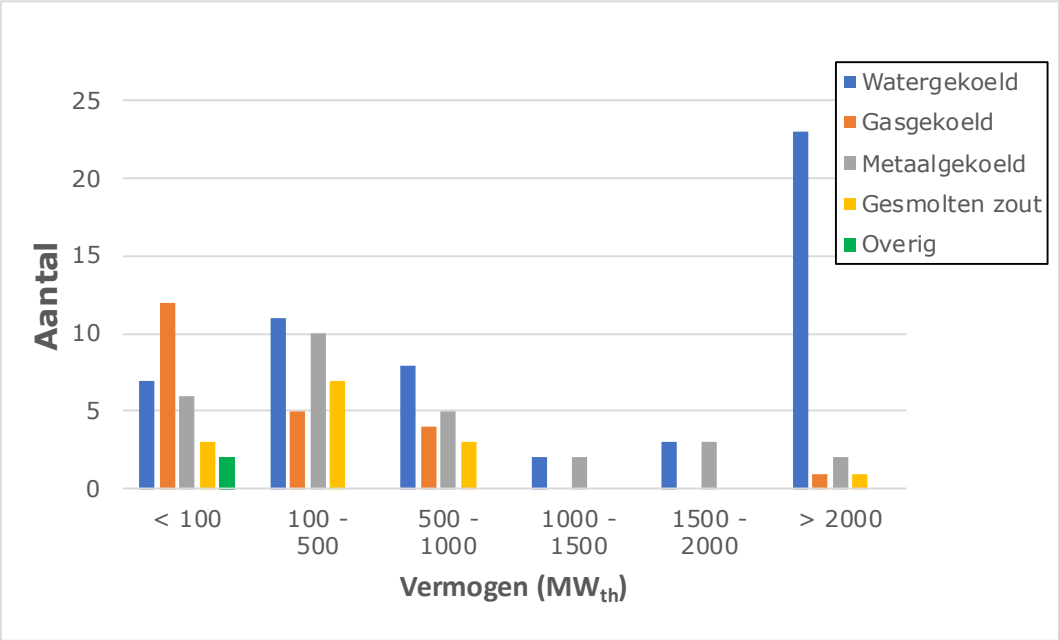
Tabel 2.1 Karakteristieken van geavanceerde reactoren.

Hoofd-stuk	**Reactor**	**Gen. IV ontwerp**	**Koelmiddel**	**Neutronen-spectrum**	**Splijtstof-cyclus**
5	Geavanceerde watergekoelde reactor (AWR)	n.v.t. (generatie III-ontwerpen)	Water	Thermisch	Open Gesloten
		SCWR (supercritical water-cooled reactor)	Water	Thermisch / Snel	Open / Gesloten
6	Gasgekoelde reactor (GCR)	VHTR (very high temperature reactor)	Helium	Thermisch	Open
		GFR (gas-cooled fast reactor)	Helium	Snel	Gesloten
7	Metaalgekoelde reactor	SFR (sodium-cooled fast reactor)	Natrium	Snel	Gesloten
		LFR (lead-cooled fast reactor)	Lood		
8	Gesmolten-zoutreactor	MSR (molten salt reactor)	Fluoridezout	Thermisch Snel	Gesloten
		n.v.t.	Chloridezout	Snel	

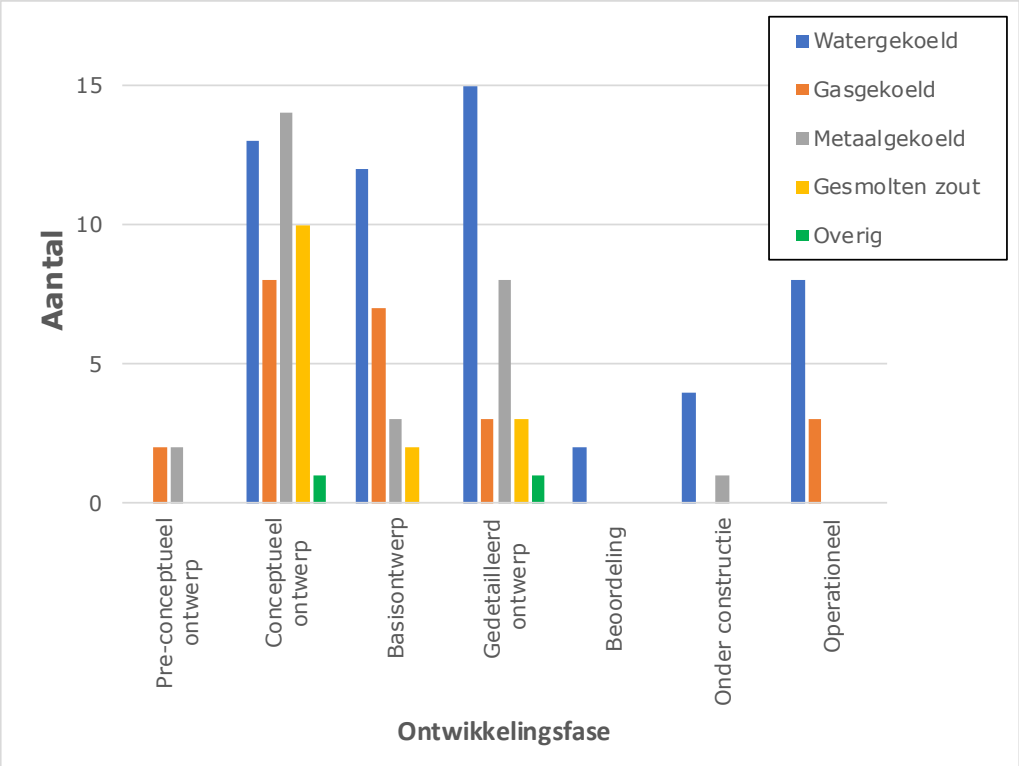
De ARIS-database bevat informatie over 123 geavanceerde reactorontwerpen [8]. Figuur 2.1 geeft een overzicht van het type ontwerp en thermisch vermogen van de reactoren in de ARIS-database. Figuur 2.2 geeft een overzicht van de ontwikkelingsfasen. Hieruit blijkt dat verreweg de meeste ontwerpen een variant van watergekoelde reactoren zijn, zeker wanneer deze zich in een verder gevorderde ontwikkelingsfase bevinden. Ook is er een duidelijk verband met reactorvermogen: voor de grootste vermogens (>2000 MW_{th}) zijn er meer dan twintig AWR-ontwerpen, en bij elkaar opgeteld vier van de overige categorieën.

[7] De meeste van deze 'nieuwe' brandstoffen zijn in prototypes al eens gebruikt of getest. Nieuw betekent in deze context dus eerder 'anders dan gebruikelijk'.

Figuur 2.1 Indeling van de reactorontwerpen in de ARIS-database [8] naar thermisch vermogen. Voor drie ontwerpen is geen thermisch vermogen gegeven. Ter vergelijking: het vergunde thermische vermogen van kerncentrale Borssele (KCB) is 1365,6 MW_{th} [33].



Figuur 2.2 Indeling van de reactorontwerpen in de ARIS-database [8] naar ontwikkelingsfase. Voor één ontwerp is geen ontwikkelingsfase gegeven. In de categorie 'basisontwerp' vallen ontwerpen die in ARIS opgeven dat zij zich bevinden in de fasen 'preliminary design', 'basic design' en 'under design'.



2.2 Achtergrondinformatie radioactief afval

Paragraaf 2.2.1 geeft een overzicht van de verschillende afvalclassificaties. Vervolgens gaat paragraaf 2.2.2 in op de eigenschappen van radioactief afval die gevolgen hebben voor de verwerking. Tot slot volgt in paragraaf 2.2.3 een overzicht van de belangrijkste radioactieve afvalstromen uit kernenergie.

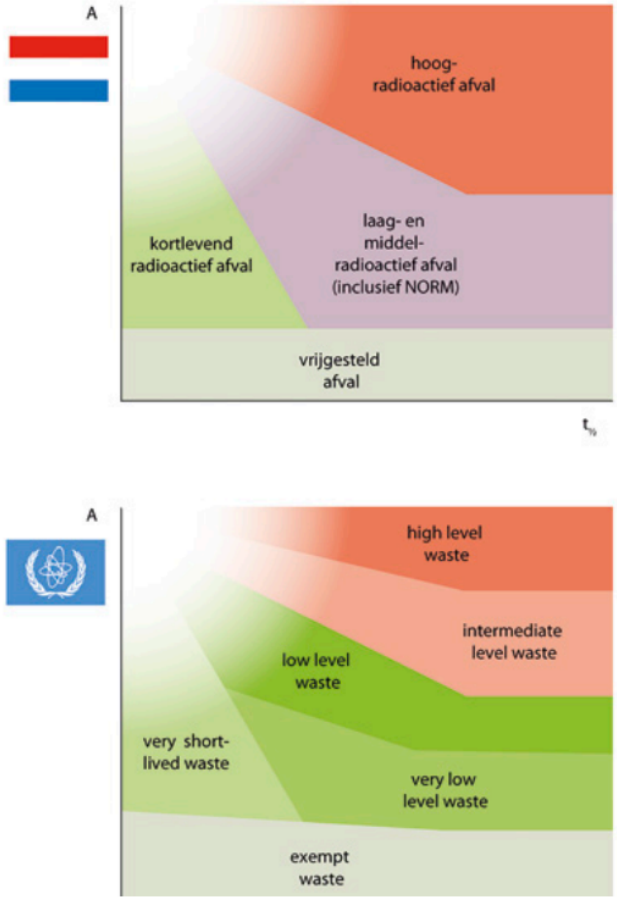
2.2.1 Afvalclassificatie (IAEA en Nederland)

Het IAEA hanteert zes categorieën radioactief afval, beschreven in IAEA GSG-1 [34]. De indeling is gebaseerd op de activiteit en de halveringstijd van de radionucliden:

- *High level waste* (HLW): afval met grote hoeveelheden langlevende radionucliden, of afval dat warmte produceert. Dit afval moet uiteindelijk in een diepe geologische eindberging worden opgeslagen.
- *Intermediate level waste* (ILW): niet-warmteproducerend afval met grote hoeveelheden langlevende radionucliden. ILW kan volgens het IAEA worden opgeslagen in een minder diepe eindberging dan HLW.
- *Low level waste* (LLW): afval met kleine hoeveelheden langlevende radionucliden en/of grote hoeveelheden kortlevende radionucliden. Volgens het IAEA is een ondiepe eindberging geschikt.
- *Very low level waste* (VLLW): afval met (zeer) lage activiteitsconcentraties langlevende radionucliden. Het afval is volgens het IAEA geschikt voor stort op een deponie.
- *Very short lived waste* (VSLW): afval met enkel kortlevende radionucliden, dat binnen enkele jaren vervalt tot de vrijgavegrenswaarde. Vervalopslag is hiervoor een geschikte beheerroute.
- *Exempt waste* (EW): dit afval wordt niet beschouwd als radioactief afval, omdat de activiteitsconcentraties van alle radionucliden lager zijn dan de vrijgavegrenswaarde.

De Nederlandse classificatie wijkt iets af van die van het IAEA [35]. Ruwweg komen de IAEA-categorieën HLW en ILW overeen met de Nederlandse categorie hoogradioactief afval (HRA), en de IAEA-categorieën LLW en VLLW met de Nederlandse categorie laag- en middelradioactief afval (LMRA).

Figuur 2.3 Afvalclassificatie van Nederland (boven) en van het IAEA (onder). Afval wordt ingedeeld op basis van de halveringstijd (x-as) en activiteit (y-as). De figuur is overgenomen uit het Nederlandse nationale programma voor radioactief afval [28].



2.2.2 *Eigenschappen van radioactief afval*

De eigenschappen van radioactief afval (zie Tabel 2.2) hebben invloed op de wijze waarop het wordt verwerkt en opgeslagen. Binnen het INPRO-project van het IAEA (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles [36]) is een methodologie ontwikkeld om reactoren en splijtstofcycli op duurzaamheid te beoordelen. Hiervoor zijn technische indicatoren ontwikkeld met acceptatievoorwaarden. Deze zijn (indien van toepassing) samengevat in Tabel 2.2.

Tabel 2.2 Eigenschappen van radioactief afval die relevant zijn voor het beheer, opslag en berging. Ook gegeven zijn de acceptatielimieten volgens de INPRO-methodologie [23]. ALARP = as low as reasonably practicable (zo laag als redelijkerwijs uitvoerbaar).

Type	**Eigenschap**	**Acceptatielimiet INPRO (per GWy)**
Omvang afvalstroom	Volume	ALARP
	Massa	ALARP
Radiologische samenstelling	Aanwezige radionucliden (type verval, halveringstijd, ingroei).	-
	Activiteit (totaal)	ALARP
	Activiteit (per radionuclide)	ALARP (alfa-stralers en langlevende radionucliden).
	Warmteproductie	-
	Dosistempo	Voldoet aan de regelgeving van het land (geldt voor het dosistempo waar mensen aan worden blootgesteld).
	Radiotoxiciteit	-
Chemische samenstelling	Aanwezigheid van toxische chemische elementen.	ALARP
	Chemische reactiviteit	-
	Mobiliteit (in het milieu)	-

Dit rapport geeft informatie over het radioactieve afval van geavanceerde reactoren, dat andere eigenschappen kan hebben dan het afval van de huidige kerncentrales. Niet elk verschil is overigens relevant voor het beheer, opslag en berging van radioactief afval.

De omvang van de afvalstromen wordt onder meer bepaald door factoren als:

- De omvang (weergegeven met het thermische of elektrische vermogen) van de reactor.
- De fysische en chemische samenstelling van de brandstof.
- De eventuele keuze voor opwerking en hergebruik van bestraalde splijtstof.

Voor wat betreft de samenstelling van zowel de bestraalde splijtstof als de overige operationele afvalstromen speelt een combinatie van factoren een rol. Die rol bestaat onder meer uit:

- De aard van de gebruikte splijtingsreactie (de soort splijtbare isotopen, de energie van de neutronen).
- De chemische samenstelling van de brandstof (waarin de splijtstof zit) en het koelmiddel.
- De mate van uitputting van het splijtbare materiaal.
- De eventuele keuze voor opwerking en hergebruik van bestraalde splijtstof.

Al deze factoren worden in de rest van dit rapport in meer detail besproken.

Het afval moet na verwerking aan bepaalde eisen voldoen om in een (diepe of ondiepe) eindberging te kunnen worden verplaatst, of om voor een bepaalde tijd voor vervalopslag te kunnen worden opgeslagen. Beheerders van radioactief afval hebben daarom afvalspecificaties opgesteld, zoals het Oranje Boekje van COVRA [37]. Hierin is beschreven in welke (standaard)verpakkingen de producent het afval moet aanleveren, hoe het afval bij COVRA wordt geconditioneerd en aan welke eisen de uiteindelijke afvalcolli moeten voldoen om voor eindberging geschikt te zijn. Voor verglaasd HRA heeft COVRA bijvoorbeeld drie soorten standaardverpakkingen die geschikt zijn voor eindberging. Het afval moet geïmmobiliseerd zijn in een stabiele matrix (lage chemische reactiviteit, lage mobiliteit in het milieu). Daarnaast moet de radiologische samenstelling bekend zijn (bekende warmteproductie en activiteit), zodat het afval nu en in de toekomst hanteerbaar is. Tenslotte mag de hoeveelheid splijtstof per verpakking niet te hoog zijn. Het afval moet (zelfs onder de meest ongunstige omstandigheden) subkritisch blijven. Het Oranje Boekje bevat ook een proces voor het ontwikkelen van nieuwe specificaties voor nieuwe HRA-soorten.

Het op een bepaalde manier verwerken van radioactief afval kan op sommige eigenschappen een gunstig effect hebben en op andere een ongunstig effect. Een voorbeeld is het scheiden van een HRA-afvalstroom in één deel met hoge en één deel met lage activiteit. Hierdoor neemt de hoeveelheid HRA af (gunstig) en de activiteitsconcentratie in het HRA toe (ongunstig).

Iets vergelijkbaars geldt voor de verschillende geavanceerde reactortypen die in de volgende hoofdstukken staan beschreven. Door andere splijtingsreacties (splijtbaar nuclide en neutronenenergie) te gebruiken dan klassieke lichtwaterreactoren, of door de bestraalde splijtstof meerdere keren op te werken, wordt verwacht dat de hoeveelheid (massa/volume) radioactief afval in de categorie HRA (inclusief bestraalde splijtstof) afneemt per eenheid opgewekte energie. Daarmee nemen de activiteit en warmteproductie van dit afval (per ton of m^3) wel toe. Dit kan gevolgen hebben voor het beheer en de verwerking van het afval.

Voor de berging van radioactief afval in een diepe geologische eindberging is met name de warmteproductie een belangrijke factor [38]. Als voorbeeld geven we de geplande Zweedse eindberging [39]: Zweden is van plan bestraalde splijtstof te verpakken in canisters voor diepe geologische eindberging. Het aantal bestraalde splijtstofelementen per canister hangt af van de karakteristieken van het element, met name de warmteproductie. En die hangt weer af van de burn-up, en de tijd die is verstreken sinds het element uit de kerncentrale is verwijderd). De totale warmteproductie per canister mag niet hoger zijn dan een maximumwaarde, omdat anders de temperatuur in de eindberging kan oplopen. Dat kan gevolgen hebben voor de integriteit en stabiliteit. Als het afval te geconcentreerd is (te hoge warmteproductie per canister), moet het verdund worden, waardoor het aantal canisters toeneemt.

2.2.3 Afval uit kerncentrales

In de operationele fase van een kerncentrale worden twee soorten radioactief afval geproduceerd:

- Bestraalde splijtstof, inclusief afval dat ontstaat bij het opwerken van bestraalde splijtstof (besproken in paragraaf 2.2.3.1).
- Overige operationele afvalstoffen (besproken in paragraaf 2.2.3.2).

Daarnaast ontstaat radioactief afval tijdens [23]:

- De winning van uranium (en/of thorium) door mijnbouw.
- De verrijking van uranium en productie van brandstof (bijvoorbeeld verarmd uranium dat ontstaat tijdens het verrijkingsproces [35]).
- De ontmanteling van kerncentrales (bijvoorbeeld geactiveerd beton en staal van gebouwen en installaties [40]).

Deze afvalstromen vallen buiten de scope van dit onderzoek. We verwachten dat de omvang van deze afvalstromen groot is (in massa of volume), maar de activiteit beperkt (categorie LMRA) [23, 41, 42]. Deze afvalstromen zijn eventueel in een vervolgonderzoek verder uit te werken. Zo is bijvoorbeeld de omvang van de afvalstroom bestraalde splijtstof niet los te zien van de verrijkingsgraad en daarmee van het afval dat tijdens verrijking ontstaat. (Zie paragraaf 3.3 voor meer informatie.)

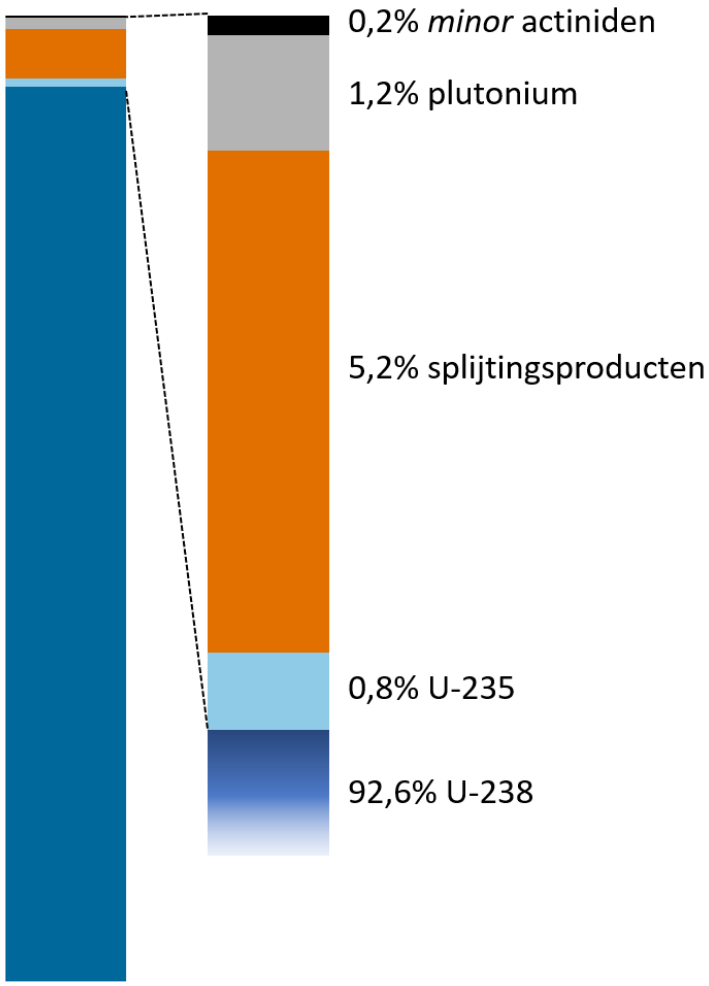
2.2.3.1 Bestraalde splijtstof

Deze paragraaf bespreekt de afvalstroom bestraalde splijtstof, inclusief opwerkingsafval. De eigenschappen van de bestraalde splijtstof zelf kunnen invloed hebben op de opslag en opwerking. En de eigenschappen van het opwerkingsafval kunnen invloed hebben op de geschiktheid van het afval voor tijdelijke bovengrondse opslag en uiteindelijke diepe geologische eindberging.

Met ‘bestraalde splijtstof’ bedoelen we de brandstof die uit de kerncentrale is verwijderd. Voor de huidige kerncentrales (zoals de lichtwaterreactor in Borssele) bestaat de brandstof uit uraniumoxide, een vaste stof, in metalen omhulsels. Bestraalde splijtstof is niet ‘gebruikt’ in de zin dat de metalen omhulsels na verloop van tijd leeg zijn. De massa verandert nauwelijks[8] gedurende de tijd in de reactor, maar de samenstelling verandert wel. Bestraalde splijtstof bestaat voor een groot deel uit niet-splijtbare nucliden die onderdeel waren van de brandstof (zoals U-238) en daarnaast uit splijtingsproducten en activeringsproducten zoals *minor* actiniden [25]. De massa-samenstelling van bestraalde splijtstof uit een lichtwaterreactor is schematisch weergegeven in Figuur 2.4.

[8] Bij een splijtingsreactie wordt massa omgezet in energie (volgens de bekende formule $E = mc^2$). Per $GW_{th}y$ wordt ongeveer 0,35 kg massa omgezet in energie. Dit is verwaarloosbaar met de totale massa splijtstof in een kerncentrale (bijna 40 ton voor de kerncentrale Borssele, zie hoofdstuk 4).

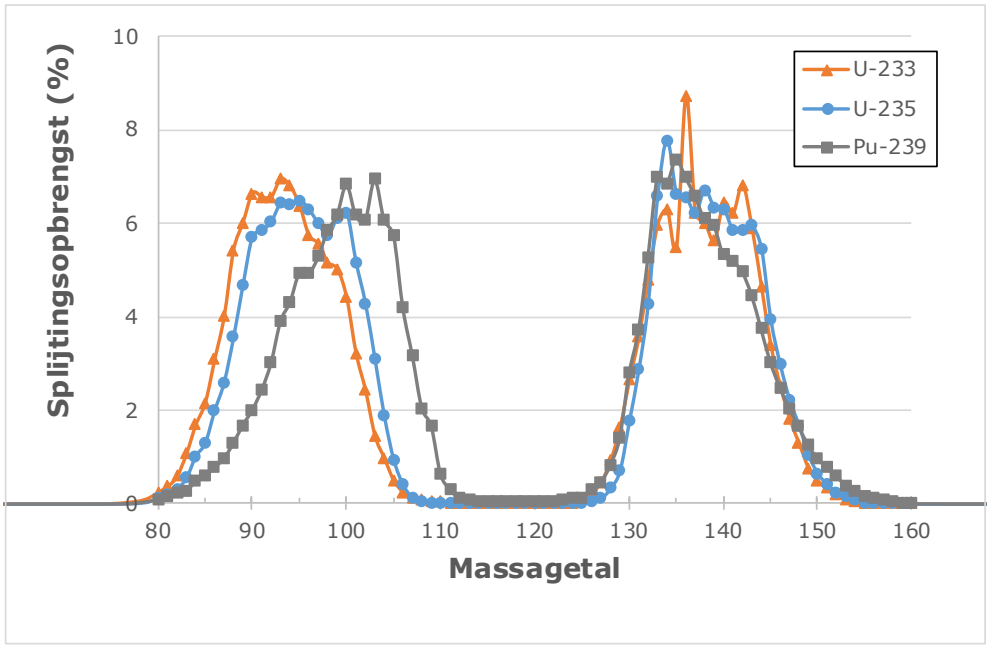
Figuur 2.4 Samenstelling (in massa) van bestraalde splijtstof van een lichtwaterreactor (de massa van metalen onderdelen zoals cladding, en zuurstof van oxide-brandstof is buiten beschouwing gelaten). De gegevens zijn afkomstig van het International Panel of Fissile Materials [43], en gelden voor een burn-up van 50 $GW_{th}d/tHM$.



Elke splijting geeft ongeveer 200 MeV energie en een bepaalde massa aan splijtingsproducten (deze massa is iets kleiner dan de massa van de oorspronkelijke splijtbare isotoop) [38]. Dit komt overeen met bijna 400 kg splijtingsproducten per $GW_{th}y$. Dit geldt voor elk type reactor, ongeacht de splijtingsreactie (het gespleten nuclide en de snelheid van de neutronen) en het reactorontwerp.

Er ontstaan vele verschillende splijtingsproducten. De halveringstijden van deze splijtingsproducten variëren van minder dan een dag (bijvoorbeeld Xe-138, $t_{1/2}$ = 14 minuten), tot meer dan een miljoen jaar (bijvoorbeeld I-129, $t_{1/2} = 1{,}6 \times 10^7$ jaar). Figuur 2.5 toont de verdeling van splijtingsproducten over nucliden met verschillende massagetallen. Afhankelijk van de splijtingsreactie kan de opbrengst van individuele splijtingsproducten dus licht variëren.

Figuur 2.5 De opbrengst van splijtingsproducten (fission product yield) bij splijting van U-233, U-235 en Pu-239 met thermische neutronen. Op de verticale as staat de kans dat een splijtingsproduct met een bepaalde massa wordt gevormd. Er ontstaan dus met name splijtingsproducten met massagetal rond 95 en met massagetal rond 135. De data is afkomstig uit de JEFF-3.1/-3.1.1 database [44].



De radiologische samenstelling van de bestraalde splijtstof verandert in de tijd door radioactief verval en ingroei. In de eerste paar honderd jaar zijn relatief kortlevende splijtingsproducten, zoals Sr-90 en Cs-137, verantwoordelijk voor de grootste bijdrage aan de totale activiteit, op langere tijdschalen de actiniden (plutonium, americium). Op zeer lange tijdschalen (meer dan 100.000 jaar) wordt de totale activiteit met name bepaald door langlevende splijtingsproducten (zoals Tc-99). Dit wordt in meer detail in paragraaf 3.1 besproken.

Sommige landen, bijvoorbeeld Finland [45], beschouwen bestraalde splijtstof als radioactief afval. Het betreft hoogactief, warmteproducerend afval. Het wordt in eerste instantie enkele jaren in speciale opslagbassins onder water opgeslagen om af te koelen. Daarna kunnen de brandstofstaven desgewenst in een droge opslag worden geplaatst [46]. Uiteindelijk zal het afval verpakt worden opgeslagen in een diepe geologische eindberging.

In andere landen wordt bestraalde splijtstof niet als afval beschouwd, maar wordt het opgewerkt. Na een periode van koeling worden met een chemisch proces de splijtbare nucliden (plutonium, uranium) afgescheiden [47]. Het plutonium en uranium wordt verwerkt tot nieuwe brandstof (MOX). De overgebleven radionucliden (splijtingsproducten en *minor* actiniden) worden verwerkt als afval. Het afval is hoogactief en langlevend en produceert ook warmte. Na verglazing moet het afval daarom nog verder worden gekoeld. In Nederland gebeurt dit bij COVRA in het HABOG (Hoogradioactief Afval Behandelings- en Opslag- Gebouw) met passieve luchtkoeling [41].

Bestraalde MOX wordt op dit moment niet verder opgewerkt [20] en wordt in dit rapport daarom beschouwd als afval in de categorie 'Bestraalde splijtstof'.

2.2.3.2 Overige operationele afvalstoffen

Overige operationele afvalstoffen zijn alle overige afvalstoffen die ontstaan tijdens de operationele fase van de kernreactor [23]. Hierbij valt te denken aan afvalstoffen die tijdens het schoonmaken ontstaan en het onderhouden van de reactor of onderdelen daarvan (filters, persoonlijke beschermingsmiddelen, en dergelijke). Onderdelen die tijdens de levensduur van de reactor moeten worden vervangen, vallen ook onder operationele afvalstoffen. Het verwerken van deze radioactieve afvalstoffen is routine. Het IAEA verwacht dat de invloed van nieuwe verwerkingstechnieken op deze afvalstromen beperkt zal zijn [23].

2.2.4 Radioactief afval van geavanceerde reactoren

Het radioactieve afval van geavanceerde reactoren kan verschillen van dat van de huidige reactoren. De aard en omvang van radioactieve afvalstromen van kernreactoren zijn divers en hangen sterk af van het reactorontwerp [48]. Keuzes voor het type brandstof, de splijtstofcyclus, type koelmiddel, en de technische omstandigheden waaronder deze ingezet worden, zoals reactoromvang, druk, temperatuur, en mate van neutronenafremming bepalen de werking van de reactor, maar ook de samenstelling en omvang van de afvalstromen.

Een veel genoemd voordeel van geavanceerde reactoren is de mogelijke afname van de hoeveelheid langlevend afval (plutonium en *minor* actiniden). Mogelijke nadelen zijn bijvoorbeeld de chemische reactiviteit van sommige brandstoffen en verwerkingsroutes van afval die (nog) niet op industriële schaal beschikbaar zijn [23, 38, 49]. Welke voor- en nadelen van toepassing zijn, hangt af van het reactorontwerp.

De Amerikaanse National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine stellen dat geavanceerde reactoren met een gesloten splijtstofcyclus kunnen bijdragen aan het efficiënter opwekken van energie met beperkte hoeveelheid grondstoffen. Het is echter onwaarschijnlijk dat ze risico van het afval op de lange termijn (>10.000 jaar) zullen verlagen [38]. De reden hiervoor is dat het risico op de lange termijn met name wordt bepaald door langlevende splijtingsproducten (zoals I-129), die in zowel een open als gesloten splijtstofcyclus in het afval aanwezig zijn. In paragraaf 3.1.1. staat meer informatie hierover. Volgens de auteurs van de studie is de afname van de hoeveelheid plutonium en *minor* actiniden weliswaar een voordeel, maar is de hiermee behaalde risicoverlaging ook te bereiken door strenge eisen te stellen aan de locatie en het ontwerp van de diepe geologische eindberging.

Daarbij komt dat het afval chemisch complex kan zijn en vaak op andere manieren moet worden verwerkt dan nu gangbaar is [38]. Wat betreft radioactief afval kennen geavanceerde reactoren dus verschillende voor- en nadelen. Bij de keuze voor een bepaald reactorontwerp spelen uiteraard ook andere factoren dan radioactief afval een rol. Voorbeelden hiervan zijn veiligheid (zowel *safety* als

security), de kosten en de beschikbaarheid van grondstoffen en ondersteunende faciliteiten in een land. (Denk aan opwerkingsfabrieken en verrijkingsinstallaties, maar ook onderzoekslaboratoria en aanwezige kennis.)

3 Factoren die invloed hebben op radioactief afval, algemeen

Dit hoofdstuk bespreekt factoren die invloed hebben op de hoeveelheid en samenstelling van het radioactieve afval, namelijk de splijtstofcyclus (paragraaf 3.1), de splijtingsreactie (paragraaf 3.2), de burn-up en verrijkingsgraad van de splijtstof (paragraaf 3.3), het reactorvermogen (paragraaf 3.4) en de thermische efficiëntie (paragraaf 3.5). Tot slot besteedt paragraaf 3.6 aandacht aan de (langlevende) splijtingsproducten in de bestraalde splijtstof.

3.1 Splijtstofcyclus

Zoals besproken in paragraaf 2.1.2 kan gekozen worden voor een open of gesloten splijtstofcyclus. Deze keuze heeft gevolgen voor de omvang en samenstelling van het afval.

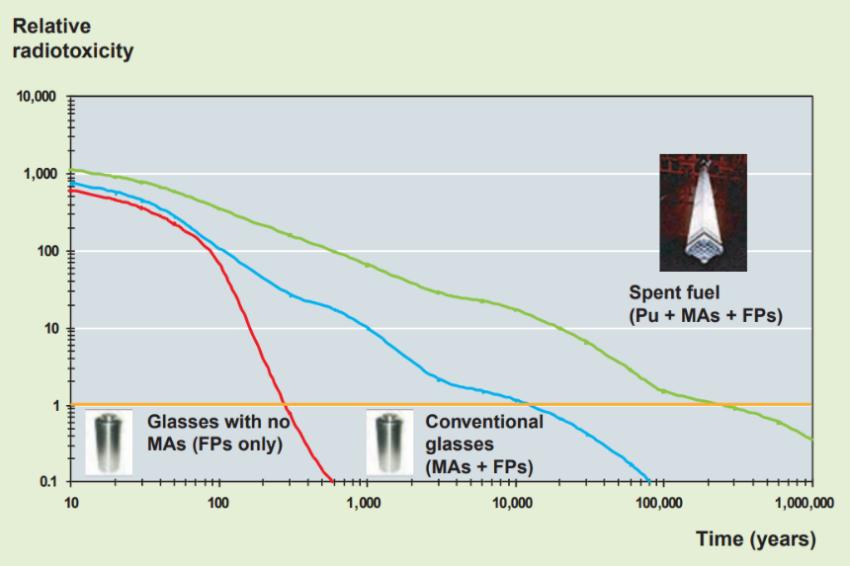
3.1.1 Opwerking

Opwerken verandert de hoeveelheid en samenstelling van de radioactieve afvalstromen van kerncentrales. COVRA schat dat het volume HRA van niet-opgewerkte bestraalde splijtstof ongeveer een factor 5 hoger ligt dan dat van opgewerkte bestraalde splijtstof [41].

Om de invloed van opwerking op de samenstelling te illustreren, wordt in de literatuur vaak gekeken naar de radiotoxiciteit bij ingestie. Dat wil zeggen: de dosis die iemand ontvangt door het inslikken van een bepaalde hoeveelheid radioactiviteit, die zich in het radioactief afval bevindt. De samenstelling van het afval – en daarmee de radiotoxiciteit bij ingestie – varieert in de tijd door radioactief verval en ingroei. Dit is dus een hypothetische dosis, die niet is gebaseerd op blootstellingsscenario's.

Vaak wordt een vergelijking gemaakt met de radiotoxiciteit bij ingestie van natuurlijk uranium. Naar schatting duurt het enkele honderdduizenden jaren voor de radiotoxiciteit bij ingestie van de bestraalde splijtstof (op basis van U-235) vergelijkbaar is met die van natuurlijk uranium (zie Figuur 3.1) [19, 25]. Deze lange tijdsduur komt voornamelijk door de aanwezigheid van plutonium. Als het plutonium wordt verwijderd, neemt deze tijd af met een factor 10 naar ruwweg 10.000 jaar. Als ook de *minor* actiniden en hun vervalproducten worden verwijderd, en dus enkel de splijtingsproducten worden beschouwd, wordt die tijdsduur verder ingekort tot enkele honderden jaren.

Figuur 3.1 De radiotoxiciteit (bij ingestie) over tijd van bestraalde splijtstof ('Spent fuel', groen), opwerkingsafval bestaande uit minor *actiniden en splijtingsproducten ('conventional glasses', blauw), en splijtingsproducten ('glasses with no MAs', rood), ten opzichte van de radiotoxiciteit van natuurlijk uranium (oranje). MAs =* minor *actiniden, FPs = splijtingsproducten* (fission products)*. De figuur is overgenomen uit een rapport van het CEA [20].*



Zoals genoemd in paragraaf 2.1.2.2 kan bestraalde splijtstof worden opgewerkt. Uranium en plutonium worden daarbij uit de bestraalde splijtstof gehaald en nogmaals gebruikt als brandstof, genaamd ERU (enkel uranium) of MOX (uranium en plutonium). Wat overblijft, wordt opwerkingsafval genoemd. Dit bestaat uit splijtingsproducten en *minor* actiniden [20]. De radiotoxiciteit van dit opwerkingsafval neemt af tot het niveau van natuurlijk uranium in ruwweg 10.000 jaar. Dat is ongeveer een factor 10 sneller dan de oorspronkelijke bestraalde splijtstof (zie Figuur 3.1) [20, 50]. Er moet echter ook rekening worden gehouden met bestraalde MOX, wat een hogere radiotoxiciteit heeft en meer warmte produceert dan de oorspronkelijke bestraalde splijtstof [20, 23]. De totale hoeveelheid plutonium in bestraalde splijtstof (inclusief bestraalde MOX) neemt af wanneer gekozen wordt voor opwerking, maar de hoeveelheid *minor* actiniden neemt toe [20].

Per eenheid geproduceerde energie heeft bestraalde MOX op tijdschalen tot circa 1.000 jaar een hogere radiotoxiciteit, daarna juist een lagere [28]. De afname in radiotoxiciteit is zo dat de bestraalde MOX het niveau van natuurlijk uranium in ruwweg 100.000 jaar bereikt. Dat is een factor 2-3 sneller dan eenmalig bestraalde splijtstof [20, 28]. Op dit moment wordt bestraalde MOX beschouwd als afval [20].

De radiotoxiciteit van radioactief afval is overigens niet hetzelfde als het risico dat dit afval op de lange termijn vormt (wanneer het opgeslagen is in een diepe geologische eindberging). Het risico wordt ook bepaald door de mobiliteit van radionucliden. Dat wil zeggen: hoe zij vanuit de diepe geologische eindberging uiteindelijk in het milieu kunnen terechtkomen [51]. Uranium, plutonium en *minor* actiniden hebben over het algemeen hoge radiotoxiciteit, maar lage mobiliteit. Voor sommige langlevende

splijtingsproducten geldt het omgekeerde. De belangrijkste bijdrage aan de dosis[9] voor leden van de bevolking op de lange termijn (>100.000 jaar) komt van langlevende splijtingsproducten, waaronder Se-79 en I-129 [52].

3.1.2 Partitie en transmutatie

Het splijten van de *minor* actiniden geeft splijtingsproducten en energie. Als bestraalde splijtstof zo wordt opgewerkt (partitie) en er reactoren beschikbaar zijn waarin *minor* actiniden kunnen worden hergebruikt als splijtstof (transmutatie), zal het uiteindelijke afval enkel bestaan uit splijtingsproducten (en kleine hoeveelheden uranium, plutonium en *minor* actiniden als onvermijdelijke verontreiniging [23]). Dit afval zal op langere termijn (meer dan 50-100 jaar) veel minder warmte produceren dan bestraalde splijtstof of opwerkingsafval van de eerste cyclus [26, 53].

In een hypothetische, volledig gesloten splijtstofcyclus neemt de hoeveelheid langlevend warmteproducerend HRA dus af. De hoeveelheid LMRA neemt toe, onder andere door ontmantelingsafval van de benodigde opwerkingsinstallaties [54].

Zoals besproken in paragraaf 2.1.2.3, zijn er nog vele praktische uitdagingen voor transmutatie een significante rol kan spelen in het verminderen van de hoeveelheid *minor* actiniden in afval. Een diepe geologische eindberging blijft nodig vanwege de hierboven genoemde actinideverontreinigingen, de langlevende splijtingsproducten en het al bestaande (en verglaasde) langlevende HRA. Het is niet haalbaar om actiniden uit dit verglaasde afval te halen voor transmutatie [55].

In paragraaf 3.2.1.1 staan berekeningen van de verwachte hoeveelheden bestraalde splijtstof en actiniden die als afval worden afgevoerd, voor verschillende opwerkingsscenario's.

Paragraaf 3.6 geeft meer informatie over de transmutatie van (langlevende) splijtingsproducten.

3.2 Splijtingsreactie

3.2.1 Het neutronenspectrum, kweekreactoren

De meeste huidige kerncentrales zijn lichtwaterreactoren met thermische neutronen (zie hoofdstuk 4 voor meer informatie). In snelle reactoren zal de samenstelling van de bestraalde splijtstof anders zijn. Verschillende isotopen (zoals Pu-240, Pu-242 en *minor* actiniden), die met thermische neutronen niet splijtbaar zijn, kunnen wel met snelle neutronen worden gespleten. Daarnaast kunnen snelle neutronen worden gebruikt om kweekstof om te zetten in splijtstof. Deze paragraaf bespreekt snelle reactoren die uranium gebruiken, zie paragraaf 3.2.2 voor informatie over thorium.

Voor de samenstelling van de bestraalde splijtstof maakt het uit hoe de snelle reactor wordt gebruikt [19]:

[9] Voor meer details over deze berekeningen (waaronder de gebruikte blootstellingsscenario's) verwijzen we naar de Safety Case van COPERA voor een diepe geologische eindberging in klei [52]. De maximale berekende dosis is ongeveer 10 microSv/jaar na 200.000 jaar.

- Om te kweken (Engels: *breeder reactor*): in dit geval wordt kweekstof toegevoegd, en de reactor produceert meer splijtstof dan wordt verbruikt. Het gevormde splijtstof (bijvoorbeeld Pu-239 uit U-238) is in andere reactoren te gebruiken. In dit rapport beschouwen we dit daarom niet als afval. Bij het opwerken van de bestraalde splijtstof uit een kweekreactor ontstaat uiteraard wel radioactief afval (een afvalstroom met splijtingsproducten en resten plutonium en *minor* actiniden).
- Om bestaande splijtbare isotopen te splijten (Engels: *burner reactor*): in dit geval is het doel dat de reactor meer splijtstof verbruikt, dan dat er wordt geproduceerd. Een dergelijke reactor is te gebruiken om *minor* actiniden of (militair) plutonium te splijten. Bijvoorbeeld om te voorkomen dat deze materialen als radioactief afval moeten worden afgevoerd. In een *burner* kan dus de bestraalde splijtstof van een andere (lichtwater)reactor als brandstof worden gebruikt. Ook de bestraalde splijtstof van een *burner* zal nog splijtbare isotopen bevatten[10] en zal daarom in een volledig gesloten splijtstofcyclus niet als afval worden beschouwd, maar verder worden opgewerkt.
- Om kweekstof om te zetten in splijtstof voor eigen gebruik (Engels: *converter* of *isogenerator reactor*): in dit geval wordt evenveel splijtstof gevormd als verbruikt.

Globaal kan het gebruik van snelle reactoren leiden tot minder *minor* actiniden in de bestraalde splijtstof, hergebruik van bestraalde MOX en het verbruiken van verarmd uranium als kweekstof. In al deze gevallen worden zeer langlevende radionucliden (actiniden) omgezet in splijtingsproducten, die over het algemeen korter leven.

Het Franse CEA noemt als belangrijkste voordeel van snelle reactoren het efficiënte gebruik van grondstoffen [19]: een lichtwaterreactor met elektrisch vermogen van 1 GW heeft per jaar 180 ton natuurlijk uranium nodig en produceert per jaar 0,25 ton plutonium. Een snelle kweekreactor met hetzelfde vermogen heeft 15 tot 20 ton plutonium nodig en kan vervolgens splijtstof maken uit kweekstof. Hierdoor is veel minder natuurlijk uranium nodig (1 tot 2 ton per jaar). Als kweekstof kan ook verarmd uranium worden gebruikt. Dit is in grote hoeveelheid beschikbaar uit eerdere verrijkingsprocessen. Het wordt nu afgevoerd voor opslag bij COVRA [57].

Een mogelijk aandachtspunt is dat het splijten van Pu-239 (of U-235 met snelle neutronen) in plaats van U-235 met thermische neutronen meer I-129 geeft [48] - zie de splijtingsopbrengsten in Tabel 3.1. I-129 is een zeer langlevend splijtingsproduct (halveringstijd $1{,}6 \times 10^7$ jaar) met hoge mobiliteit in het milieu. Daarmee is het belangrijk voor de dosis voor leden van de bevolking >100.000 jaar na sluiting van de diepe geologische eindberging (zie paragraaf 3.1.1).

[10] Splijtstofelementen kunnen niet volledig worden 'opgebrand' in de reactor, omdat de hoeveelheid splijtbare isotopen groot genoeg moet zijn om de kettingreactie in stand te houden. In de praktijk is ook de cladding een beperkende factor in het bereiken van hoge burn-up [56]. De hoge neutronenflux in een (snelle) reactor is namelijk ongunstig voor de integriteit van materialen, zoals de cladding [19].

Tabel 3.1 Splijtingsopbrengst (in %) van I-129 bij splijting van U-235 en Pu-239 met snelle en thermische neutronen. De data is afkomstig uit de JEFF-3.1/-3.1.1 database [44].

	Thermisch	**Snel**
U-235	0,71	1,0
Pu-239	1,4	1,3

3.2.1.1 Scenarioberekeningen (bestraalde splijtstof)

De hoeveelheid bestraalde splijtstof van verschillende reactoren en de samenstelling daarvan kan worden onderzocht met scenarioberekeningen. Het CEA heeft berekeningen gedaan voor twee verschillende scenario's (wel en geen hergebruik van de *minor* actiniden in snelle reactoren) en deze vergeleken met de huidige situatie (drukwaterreactoren met/zonder opwerking, voor meer informatie over drukwaterreactoren, waaronder KCB, zie hoofdstuk 4) [55]. De resultaten van het CEA zijn samengevat in Tabel 3.2. Het CEA neemt in de scenario's aan dat er genoeg snelle reactoren zijn die het plutonium en de *minor* actiniden als splijtstof kunnen gebruiken.

Tabel 3.2 Relatieve afvalinventaris en radiotoxiciteit voor ingestie voor verschillende scenario's, berekend door het CEA (Tabel 26 uit [55]), voor de afvalstroom bestraalde splijtstof. De resultaten van het CEA zijn hier genormaliseerd, zodat de situatie 'PWR met 1x opwerking' gelijk is aan 1 (deze situatie is vergelijkbaar met de benchmark situatie, KCB, in hoofdstuk 4). MA = minor actiniden. PWR = pressurised water reactor (drukwaterreactor), een type lichtwaterreactor. In alle scenario's is de hoeveelheid geleverde elektriciteit hetzelfde.

	PWR-open cyclus	**PWR 1x opwerking**	**Snelle reactor, Pu-hergebruik**	**Snelle reactor, Pu- + MA-hergebruik**
Relatieve massa in het afval				
Pu	1,50	1	0,01	0,0081
Np	0,97	1	0,26	0,0004
Am	0,39	1	1,89	0,0034
Cm	0,41	1	0,27	0,0016
Relatieve radiotoxiciteit voor ingestie				
Na 1.000 jaar	1,20	1	0,24	0,01
Na 10.000 jaar	1,50	1	0,15	0,01

Uit de scenario's van het CEA blijkt dat, ten opzichte van de huidige situatie, de hoeveelheid plutonium in het afval sterk afneemt wanneer snelle reactoren worden gebruikt. De hoeveelheid *minor* actiniden neemt alleen sterk af wanneer deze ook worden hergebruikt. De radiotoxiciteit voor ingestie na 1.000 en 10.000 jaar neemt ook sterk af als plutonium en *minor* actiniden kunnen worden hergebruikt. Iets vergelijkbaars geldt voor de totale warmteproductie van het afval.

Een ander relevant scenario is de overgangssituatie, waarbij een snelle (natriumgekoelde) reactor de bestraalde MOX van een lichtwaterreactor gebruikt als splijtstof en het grootste deel van de elektriciteit wordt geleverd door de lichtwaterreactor. Dit scenario wordt uitgewerkt in een studie van Dungan *et al.* [58]. Zij hebben gekeken naar de totale

hoeveelheid afval (van bestraalde splijtstof) die ontstaat, en niet naar de individuele componenten. De resultaten zijn samengevat in Tabel 3.3.

Tabel 3.3 Relatieve hoeveelheid afval van bestraalde splijtstof (in massa en aantal canisters) en warmteproductie van het afval voor verschillende scenario's, berekend door Dungan et al. [58]. PWR = pressurised water reactor (drukwaterreactor), een type lichtwaterreactor. Het eerste scenario (PWR, 1x opwerking) is vergelijkbaar met de benchmarksituatie, KCB, in hoofdstuk 4. In de overgangssituatie wordt de bestraalde MOX van een PWR opgewerkt om plutonium en minor actiniden als splijtstof in een snelle natriumgekoelde reactor te gebruiken. In het derde scenario wordt een snelle natriumgekoelde reactor beschouwd die genoeg splijtstof kweekt voor eigen gebruik (een isogenerator). In alle scenario's is de totale hoeveelheid geleverde elektriciteit hetzelfde. Dungan et al. gaan uit van een thermische efficiëntie van 35,6 procent voor de PWR en 40,3 procent voor de snelle isogenerator.

	PWR 1x opwerking	**Overgangs-situatie**	**Snelle reactor, isogenerator**
Massa afval (zie opm.)	1	0,65	0,20
Aantal canisters (zie opm.)	1	0,52	0,48
Warmteproductie (10 jaar)	1	1,40	1,23
(50 jaar)	1	0,74	0,53
(100 jaar)	1	0,39	0,24
(200 jaar)	1	0,18	0,05
(500 jaar)	1	0,18	0,02

Opmerking bij de tabel:

- Dungan *et al*. [58] beschouwen twee soorten canisters: één voor bestraalde MOX-elementen en één voor opwerkingsafval. Het verschil in volume tussen de canisters is minimaal, in Tabel 3.3 worden de aantallen daarom bij elkaar opgeteld.
- De massa heeft betrekking op warmteproducerend afval (bestraalde splijtstof of opwerkingsafval), zonder verpakking of verglazing. In het geval van de isogenerator ontstaat ook een afvalstroom van uranium. Deze is niet meegenomen in de tabel [58].

Uit de studie van Dungan *et al*. blijkt dat met snelle reactoren de hoeveelheid afval (aantal canisters) afneemt met ongeveer een factor 2. Wel is de warmteproductie van het afval in de eerste jaren na verwijdering uit de reactor hoger voor de snelle reactor dan voor de huidige situatie. Dit komt omdat het afval een hogere concentratie splijtingsproducten bevat. Op lange termijn (enkele honderden jaren) is het beeld andersom vanwege het hergebruik van plutonium en *minor* actiniden. De afname in aantal canisters en warmteproductie betekent dat de diepe geologische eindberging kleiner kan zijn.

Zowel het CEA [55] als Dungan *et al.* [58] gaan voor de scenarioberekeningen uit van een opwerkingsefficiëntie van 99,9 procent. Op dit moment kan plutonium met het PUREX-proces voor 99,9 procent uit de bestraalde splijtstof worden gehaald. Deze efficiëntie lijkt voor *minor* actiniden ook haalbaar op laboratoriumschaal.

3.2.2 Thorium in brandstof

De brandstof voor bijna alle huidige kernreactoren in de wereld bestaat uit (al dan niet verrijkt) uranium. Voor geavanceerde reactoren (naast een handvol historische reactoren) geldt dat er ontwerpen zijn waarbij thorium verwerkt is in de brandstof. Thorium wordt dan gebruikt als kweekstof. Thorium komt drie tot vier keer meer voor in de aardkorst dan uranium, en op andere plaatsen (wat het voor bepaalde landen, zoals India, interessant maakt) [27]. De eigenschappen van radioactief afval (en dan vooral de bestraalde splijtstof) dat van thoriumgebruik komt, verschillen van die van radioactief afval dat uit het gebruik uranium afkomstig is.

Thorium kan gebruikt worden als kweekstof voor reactorontwerpen in de categorieën Lichtwaterreactor, Zwaarwaterreactor, Gasgekoeldereactor, en Gesmoltenzoutreactor (voor meer informatie over dit ontwerp, zie hoofdstuk 8) [27]. Thorium kan verwerkt worden in vaste brandstof, in de vorm van thoriumdioxide (ThO_2). Een voordeel van ThO_2 ten opzichte van UO_2 is dat het relatief inert is. Waar UO_2 verder kan oxideren tot (uiteindelijk) U_3O_8, is ThO_2 stabieler. Bewaren van ThO_2 (zowel in tijdelijke opslag als in eindberging) is daarmee eenvoudiger door het ontbreken van oxidatiegerelateerde problemen [27]. In 2019 vond er nog geen commerciële productie van vaste thoriumbrandstoffen plaats, maar werd verwacht dat de benodigde technologie vergelijkbaar is met die voor de productie van andere oxide-brandstoffen [23]. Afgaande op het SMR-dashboard van NEA was een commerciële productie van thoriumbrandstoffen ook in 2025 nog ver weg [4].

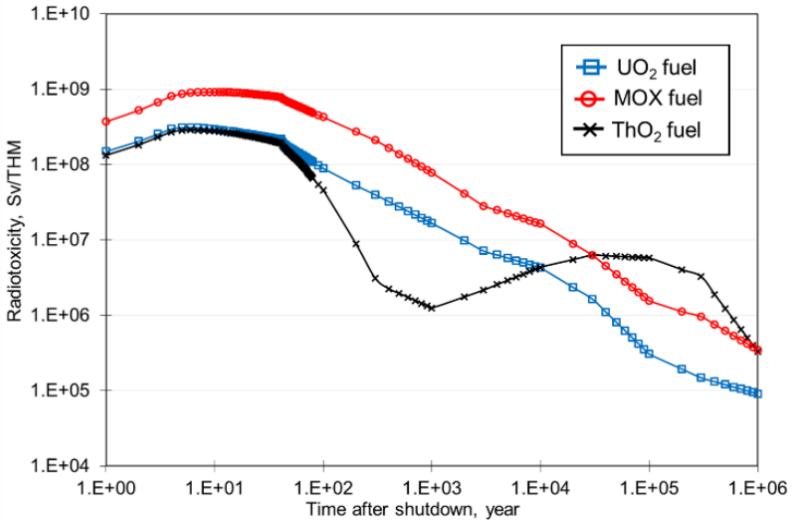
Om energie op te wekken, moet de niet-splijtbare, natuurlijk voorkomende thoriumisotoop Th-232 eerst omgezet worden naar een splijtbare isotoop: er is dus sprake van kweek. Via neutronenvangst verandert Th-232 in Th-233, wat via bèta-verval (halveringstijd 20 minuten) verandert in protactinium-233 (Pa-233). Pa-233 verandert via een tweede bèta-verval (halveringstijd 27 dagen) in het splijtbare U-233. U-233 kan zowel door thermische als door snelle neutronen effectief worden gespleten. Omdat Th-232 zelf niet splijtbaar is, moet een deel van de initiële brandstof alsnog uit splijtbaar materiaal bestaan om de kernreactie op gang te krijgen [59]. Dit kan conventionele uraniumbrandstof zijn, maar ook MOX, of alleen plutonium [27]. De brandstof kan uit verschillende combinaties van gehaltes van bestanddelen Th-232/U-233/U-235/U-238/Pu-239 bestaan.

Met thoriumbrandstof worden plutoniumisotopen en minder *minor* actiniden (zoals neptunium, americium, curium) gemaakt dan in de conventionele U-235-reactor [27, 60]. De bestraalde splijtstof van een thoriumreactor bevat daarom minder van deze langlevende isotopen. Dit wordt vaak genoemd als een voordeel, omdat de radiotoxiciteit op lange termijn (duizenden jaren) afneemt (zie Figuur 3.2). De verdeling van activiteiten over de verschillende radionucliden in de bestraalde splijtstof hangt af van de combinatie van gehaltes van bestanddelen Th-232/U-233/U-235/U-238/Pu-239 in de brandstof [27]. Ook al worden er nauwelijks *minor* actiniden gemaakt door bestraling van de kweekstof (het thorium). De brandstof bevat dus ook nog een deel splijtstof. Als deze uit U-235, U-235/U-238, of Pu-239 bestaat, ontstaan er alsnog *minor* actiniden en plutonium [60].

Bij het gebruik van thoriumbrandstof ontstaan echter ook nucliden die in de bestraalde splijtstof van uraniumreactoren niet of nauwelijks voorkomen, maar die wel relevant zijn voor de radiotoxiciteit op de lange termijn [61]. Het IAEA [27] noemt hier Pa-231 (halveringstijd $3{,}3 \times 10^4$ jaar), Th-229 (halveringstijd $7{,}9 \times 10^3$ jaar), en U-230 (halveringstijd 20 dagen). Figuur 3.2 vergelijkt de radiotoxiciteit van bestraalde splijtstof met thorium met die van bestraalde uraniumsplijtstof en MOX. Hieruit is te zien dat op relatief korte tijdschalen (van ongeveer 100 tot $\sim 10^4$ jaar) de thoriumsplijtstof een lagere radiotoxiciteit heeft dan de andere splijtstoffen, daarna juist hoger. Dit komt onder andere door de ingroei van dochters van Pa-231 [62]. NEA [63] geeft daarnaast nog de volgende nucliden die relevant zijn voor de radiotoxiciteit op lange termijn: U-234 (halveringstijd $2{,}5 \times 10^5$ jaar, gevormd door neutronenvangst van U-233) en vervalproducten hiervan (zoals Ra-226, halveringstijd $1{,}6 \times 10^3$ jaar), en U-233 zelf (halveringstijd $1{,}6 \times 10^5$ jaar, met de eerdergenoemde ingroeiende dochter Th-229). Op korte termijn (< 300 jaar) kan de radiotoxiciteit van bestraalde thoriumbrandstof hoger zijn dan die van bestraalde uraniumbrandstof. Dit komt doordat bij het splijten van U-233 ongeveer 17 procent meer Sr-90 (halveringstijd 29 jaar) wordt gevormd [61].

Zoals we ook in paragraaf 3.1.1 aangaven, geeft de radiotoxiciteit in opslag (bijvoorbeeld de eindberging) niet het volledige beeld van het gezondheidsrisico. Hiervoor moet rekening gehouden worden met de mobiliteit van de stoffen, en of deze op de lange termijn (>10.000 jaar) in de leefomgeving van mensen kan terechtkomen. Voor de meest mobiele (en dus dosisbepalende) langlevende splijtingsproducten, zoals Cs-135 en I-129, geldt dat deze minder snel uit bestraalde ThO_2, dan uit bestraalde UO_2 vrijkomen [27].

Figuur 3.2 De radiotoxiciteit per ton bestraalde splijtstof, voor UO_2, MOX en ThO_2. De warmteproductie van de bestraalde splijtstof toont een vergelijkbaar verloop. De figuur is overgenomen uit een studie van Minari et al. *(2009) [62].*



Een deel van de radiotoxiciteit op lange termijn is te voorkomen door het U-233 uit de bestraalde brandstof te recyclen [63]. Een belangrijk nadeel van thorium als brandstof is dat de processen voor het

opwerken/hergebruik niet zo volwassen zijn als de corresponderende processen voor uraniumbrandstof. Het proces om Th-232 en U-233 uit bestraalde splijtstof te extraheren, is chemisch complex door de noodzaak om corrosief fluoride toe te voegen. ThO_2 lost anders niet op in salpeterzuur (de eerste stap in het opwerkingsproces) [23].

Daarnaast vereist zowel opwerking als opslag van bestraalde Th-232-brandstof extra stappen vanwege de aanwezigheid van Pa-233 (gevormd als intermediair in het proces om U-233 te kweken van Th-232). Pa-233 heeft een halveringstijd van 27 dagen. Als de brandstof uit de kern moet worden gehaald voor opwerken/recycling, is het dus zaak om ongeveer een jaar (10 halveringstijden) te wachten tot alle Pa-233 is vervallen naar splijtbaar U-233, voordat het chemische proces om Th-232 en U-233 te scheiden wordt uitgevoerd. Als hier niet op gewacht wordt, zal in opwerkingsafval uiteindelijk U-233 terechtkomen (na verval van het naar opwerkingsafval afgevoerde Pa-233), en kan deze splijtstof dus niet nuttig worden gebruikt. Bovendien bevat het opwerkingsafval dan langlevende nucliden (halveringstijd U-233: $1{,}6 \times 10^5$ jaar).

In de bestraalde Th-232-brandstof is ook U-232 aanwezig. U-232 wordt gevormd als bijproduct tijdens het kweken van U-233 [27]. De aanwezigheid ervan betekent dat er ingroei van nucliden plaatsvindt die hoogenergetische gammastraling uitzenden. De kortlevende dochters van Th-228 leveren hierbij de belangrijkste bijdrage. U-232 is chemisch niet te scheiden van U-233, dus zal de bestraalde splijtstof (en dan specifiek het deel dat hergebruikt moet worden) op termijn sterke gammastraling uitzenden. Dit bemoeilijkt de processen voor opwerken/hergebruik, maar maakt ook dat proliferatie van dit materiaal minder voor de hand ligt. U-232 ontstaat met name in snelle reactoren.

3.3 Burn-up en verrijkingsgraad

Een hogere burn-up betekent dat er meer energie uit dezelfde massa splijtstof wordt gehaald. De burn-up heeft daarom invloed op de hoeveelheid en samenstelling van de bestraalde splijtstof. Met ‘bestraalde splijtstof’ wordt bedoeld: de afvalstroom, die uit (voor de huidige reactoren) uraniumoxide bestaat die na een periode uit de reactor wordt gehaald. Zoals besproken in paragraaf 2.2.3.1 bestaat deze afvalstroom qua massa voornamelijk uit niet-splijtbare nucliden.

Hoe hoger de burn-up, hoe kleiner de massa van de bestraalde splijtstof per eenheid opgewekte energie [48]. Er is immers een kleinere hoeveelheid brandstof nodig om deze energie op te wekken. Een hogere burn-up betekent ook dat de activiteit, de radiotoxiciteit en het warmtegenererend vermogen per ton van de bestraalde splijtstof toenemen (er hebben immers meer splijtingsreacties plaatsgevonden in dezelfde massa brandstof) (annex E van [64]). Omdat activiteit en warmte per massa bestraalde splijtstof toenemen, betekent de afname in massa (per eenheid opgewekte energie) daarom niet automatisch dat een uiteindelijke geologische eindberging kleiner kan zijn [6].

De burn-up die in een reactor gerealiseerd kan worden, is op haar beurt ook weer afhankelijk van de verrijkingsgraad, de omvang van de reactor, en de technische configuratie van de reactor. Hoe hoger de

verrijkingsgraad, hoe hoger de mogelijke burn-up (zie Figuur 1 van [65]).

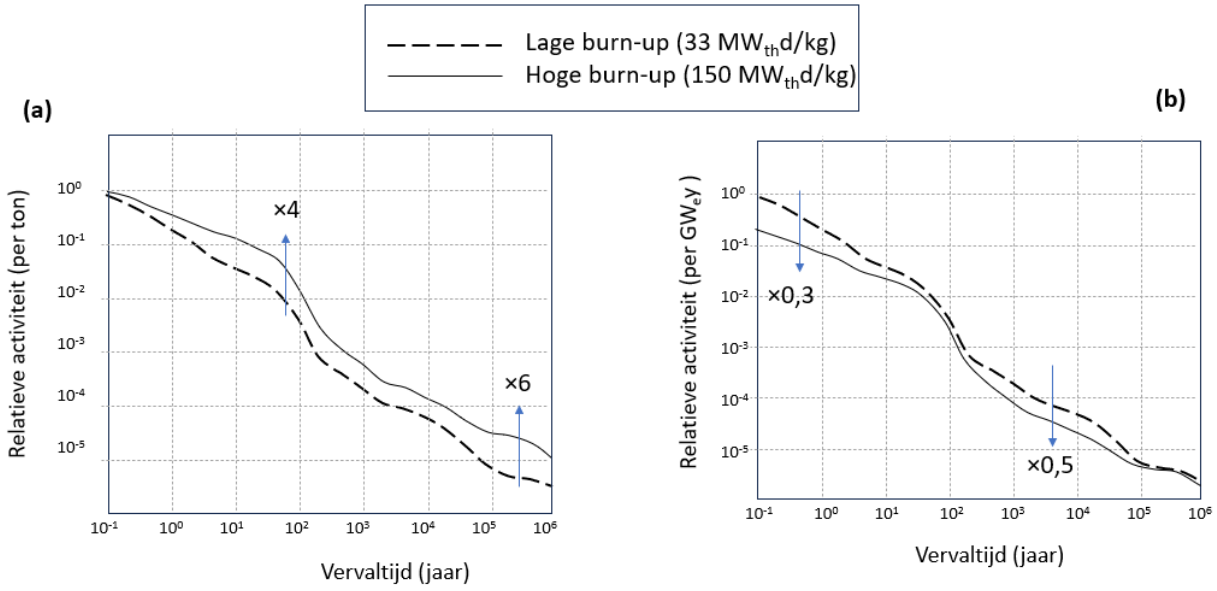
Om de verrijkingsgraad te verhogen, is een grotere hoeveelheid natuurlijk uranium nodig. Het verhogen van de burn-up door de verrijkingsgraad te verhogen, betekent dus in feite dat er aan de voorkant (*front end*) van de keten (mijnbouw, verrijkingsproces, productie van brandstof) meer grondstoffen nodig zijn om aan de achterkant (*back end*) de massa bestraalde splijtstof te verkleinen. Een voorbeeld:

- Voor een lichtwaterreactor (verrijkingsgraad 3,5% en burn-up 35 $GW_{th}d/tHM$) is 176 ton natuurlijk uranium nodig per GW_ey.
- Voor een zwaarwaterreactor (verrijkingsgraad 0,7% en burn-up 7,5 $GW_{th}d/tHM$) is 135 ton natuurlijk uranium nodig per GW_ey.

De gegevens zijn afkomstig uit een studie van Ko *et al.* (2002) [66].

De activiteit (over tijd) voor bestraalde splijtstof (U-235) met verschillende burn-up staat in Figuur 3.3. In deze figuur is te zien dat de relatieve toename/afname in activiteit met toenemende burn-up varieert in de tijd. Dit komt omdat de samenstelling van de bestraalde splijtstof (verhouding tussen nucliden met verschillende halveringstijden) afhangt van de burn-up. Zoals eerder genoemd, worden in een kernreactor verschillende activeringsproducten gevormd, waaronder actiniden als plutonium en *minor* actiniden (zoals neptunium, americium en curium). De splijtbare activeringsproducten, met name Pu-239, zullen bij hogere burn-up ook deels gespleten worden, waarmee de toename van activiteit van deze nucliden dus niet proportioneel is met de toename van geleverde energie [67, 68]. Een toename in burn-up van 25 tot 50 $GW_{th}d/tHM$ (factor 2) geeft bijvoorbeeld slechts een factor 1,5 toename van de massa plutonium in de bestraalde splijtstof [68], en nauwelijks toename van de massa Pu-239 [20]. Dit maakt dat de activiteit van bestraalde splijtstof na ongeveer 10.000 jaar lager is bij hogere burn-up (zie ook Figuur 3.3). Een langere brandstofcyclus is doorgaans ook geassocieerd met een hogere burn-up: het plutonium krijgt met de langere verblijftijd de kans om gespleten te worden [69, 70].

Figuur 3.3 Activiteit van bestraalde splijtstof voor hoge en lage burn-up in een drukwaterreactor. In figuur (a) is de activiteit per ton bestraalde splijtstof gegeven, in figuur (b) de activiteit per GW_ey. Blauwe pijlen geven aan hoe de activiteit (ongeveer) verandert wanneer de burn-up toeneemt. Per ton bestraalde splijtstof neemt de activiteit toe met toenemende burn-up. Dit is vooral zichtbaar in de periode 10-100 jaar en na 100.000 jaar (vanwege de hogere activiteit van de splijtingsproducten). Per eenheid opgewekte energie is er juist een kleine afname in activiteit zichtbaar bij toenemende burn-up. Deze figuur is gebaseerd op figuren 3 en 4 uit Xu et al. *(2005) [6].*



3.4 Reactorvermogen

Het vermogen van geavanceerde reactoren in de ARIS-database varieert van 22 tot 4.290 MW_{th} (experimentele reactoren en prototype-ontwerpen zijn hier buiten beschouwing gelaten). Er is onderzoek gedaan naar de invloed van het reactorvermogen op de omvang (massa/volume) van het radioactief afval, met name de afvalstroom bestraalde splijtstof. Voorbeelden van dergelijke studies zijn die van Krall *et al.* (2022) [67], Kim *et al.* (2024) [42] en Wainwright *et al.* (2024) [48], waarbij laatstgenoemde ook resultaten van eerdere studies reviewt. De auteurs vergelijken de verwachte (gemodelleerde) afvalstromen (per GW_ey) van SMR's met die van klassieke grote drukwaterreactoren (typisch 3400 MW_{th}, ongeveer twee keer het thermische vermogen van de kerncentrale Borssele).

In de studie van Krall *et al.* [67] komen de SMR's relatief slecht uit de vergelijking. Het volume en de massa bestraalde splijtstof zijn voor een drukwater-SMR van 160 MW_{th} ruwweg een factor 2 groter dan voor de klassieke reactor [48, 67]. De radiotoxiciteit van de bestraalde splijtstof op lange termijn (10.000 jaar) is naar verwachting 10-20 procent hoger voor een SMR, vanwege de grotere hoeveelheid plutonium. Dit verschil lijkt overigens voornamelijk te komen door het verschil in burn-up tussen de twee reactoren (zie paragraaf 3.3) [48]. Wanneer een SMR en een klassieke reactor met vergelijkbare burn-up worden vergeleken, is er nauwelijks verschil in de omvang van de afvalstroom 'bestraalde splijtstof' [48]. Daarmee lijkt de omvang en samenstelling van de

afvalstroom sterk afhankelijk van het exacte reactorontwerp. COVRA neemt in een recente studie (Masterplan 2050 [41]) aan dat volumes radioactief afval (LMRA en HRA) evenredig zijn aan het vermogen van de kerncentrale. Hierbij is uitgegaan van SMR's met een vermogen van 350 MW_e (ongeveer driekwart van het vermogen van kerncentrale Borssele).

De onderzoeken gaan ook in op het ontmantelingsafval. Krall *et al*. [67] stellen dat de geringe grootte van een SMR-reactorkern zorgt voor meer ontmantelingsafval. Deels komt dit door de ongunstige oppervlakte-volume verhouding van een SMR (er is relatief veel materiaal nodig voor bijvoorbeeld het reactorvat). Krall *et al*. noemen ook de relatief grote fractie neutronen die bij een SMR weglekt uit de kern. Deze neutronen kunnen daarmee niet zorgen voor verdere splijtingsreacties. Om de splijtingsreactie in stand te houden, kan gebruik worden gemaakt van splijtstof met hogere verrijkingsgraad (zie paragraaf 3.3). De lekfractie is ook te verlagen door het gebruik van zogenaamde reflectoren. Dit zijn materialen die (een deel van) de neutronen weer reflecteren naar de kern. Deze reflectoren kunnen van verschillende materialen zijn gemaakt. Voor de SMR-drukwaterreactor in het onderzoek van Krall *et al*. wordt (roestvast) staal gebruikt. Activering van deze onderdelen zorgt voor het ontstaan van een afvalstroom bij ontmanteling.

Al met al schatten Krall *et al*. [67] dat het volume langlevend[11] ontmantelingsafval voor de beschouwde drukwater-SMR een factor 9 tot 17 hoger is dan voor de klassieke drukwaterreactor. Voor kortlevend[12] ontmantelingsafval is het verschil kleiner, ongeveer een factor 2. Het afval valt in de categorieën LLW en ILW. Kim *et al*. [42] hebben ook schattingen gedaan van ontmantelingsafval van een drukwater-SMR en klassieke drukwaterreactor. Zij concluderen dat het volume LLW dat volgens Amerikaanse criteria geschikt is voor een ondiepe eindberging voor de SMR juist ongeveer 10 procent lager is dan voor de klassieke reactor. Het volume LLW dat volgens Amerikaanse criteria niet geschikt is voor een ondiepe eindberging, is voor de SMR ongeveer een factor 6 hoger.

Concluderend zijn er dus indicaties dat met name het volume ontmantelingsafval kan toenemen wanneer het vermogen van de reactor afneemt tot 'SMR-grootte'. De exacte omvang van de afvalstroom lijkt zeer afhankelijk van het reactorontwerp [49]. Wij verwachten ook dat de manier van ontmantelen grote invloed zal hebben op de omvang van afvalstromen (bijvoorbeeld door materialen te ontsmetten of zo veel mogelijk te scheiden op basis van activiteit). Dit was bij de ontmanteling van klassieke drukwaterreactoren in de Verenigde Staten het geval [42].

3.5 Thermische efficiëntie

De thermische efficiëntie geeft aan welk deel van de warmte die vrijkomt bij de splijtingsreactie in elektriciteit is om te zetten. Een hogere efficiëntie betekent dat het aantal splijtingsreacties per $GW_e y$

[11] Genoemde langlevende nucliden en hun halveringstijden zijn onder andere Mo-93 ($4{,}0 \times 10^3$ jaar), Nb-94 ($2{,}0 \times 10^4$ jaar) en Tc-99 ($2{,}1 \times 10^5$ jaar).
[12] Genoemde kortlevende nucliden en hun halveringstijden zijn onder andere Fe-55 (2,7 jaar) en Co-60 (5,3 jaar).

lager is. De massa afval per $GW_e y$ neemt daardoor ook af. Hetzelfde geldt voor volume afval per $GW_e y$, en activiteit (in het afval) per $GW_e y$.

De thermische efficiëntie van een reactor hangt af van de werktemperatuur van de reactor. De theoretisch hoogst haalbare efficiëntie is gelijk aan het rendement van de Carnotcyclus, gegeven door $1 - T_1/T_2$, met T_1 en T_2 de temperatuur van respectievelijk het koude en warme reservoir van de cyclus (in kelvin), in de praktijk de temperatuur van de externe koeling[13] en de stoom die in de stoomgenerator wordt geproduceerd. In een klassieke drukwaterreactor (zoals die in Borssele) ligt dit theoretische rendement boven de 40 procent. Maar in de praktijk is de thermische efficiëntie lager, omdat er geen sprake is van een ideaal thermodynamisch proces en er daarnaast verliezen optreden door bijvoorbeeld frictie [71]. De thermische efficiëntie van de huidige drukwaterreactoren is typisch rond 35 procent [14, 72]. Veel geavanceerde reactoren zijn ontworpen om bij hogere temperatuur te opereren dan de huidige drukwaterreactoren, waarmee de thermische efficiëntie toeneemt en de hoeveelheid afval per $GW_e y$ dus afneemt.

Er zijn ook initiatieven om de warmte uit kernsplijting direct toe te passen voor bijvoorbeeld ontzilting van zeewater, voor stadsverwarming, en voor diverse industriële processen die bij hoge temperatuur plaatsvinden, zoals de productie van waterstof met elektrolyse [73]. Het SMR-dashboard van NEA beschrijft dergelijke toepassingen van SMR's, op basis van de temperatuur. In dit rapport gaan we niet in op de efficiëntie van deze toepassingen en de gevolgen voor de omvang van afvalstromen. Uiteraard geldt ook hier het principe: hoe efficiënter de warmte wordt toegepast, hoe kleiner de hoeveelheid afval per eenheid nuttige energie.

3.6 Invloed op de hoeveelheid en samenstelling splijtingsproducten

We eindigen dit hoofdstuk met een korte beschrijving van een afvalstroom die qua omvang *niet* te beïnvloeden is, namelijk de splijtingsproducten die onderdeel zijn van de bestraalde splijtstof. Zoals genoemd in paragraaf 2.2.3.1 levert elke splijtingsreactie ongeveer dezelfde hoeveelheid splijtingsproducten. Per $GW_{th} y$ ontstaat bijna 400 kg splijtingsproducten. Het maakt hierbij niet uit of de neutronen snel of thermisch zijn, en of het splijtbare nuclide U-233, U-235 of Pu-239 is. Het reactorontwerp (het gebruikte koelmiddel) heeft ook geen invloed op de hoeveelheid splijtingsproducten die per $GW_{th} y$ ontstaat[14].

De splijtingsproducten zijn op korte termijn (tot enkele honderden jaren) verantwoordelijk voor het grootste deel van de activiteit, de warmteproductie en de radiotoxiciteit voor ingestie van de bestraalde splijtstof (zie ook paragraaf 3.1.1). Op lange termijn (>100.000 jaar) zijn ze bepalend voor het risico van het afval, dat wil zeggen: de effectieve dosis voor leden van de bevolking als gevolg van migratie van radionucliden uit een diepe geologische eindberging.

[13] Voor KCB is dit het water van de Westerschelde.
[14] Het reactorontwerp kan wel invloed hebben op de hoeveelheid splijtingsproducten per $GW_e y$, wanneer de werktemperatuur (en dus de thermische efficiëntie) veranderen, zoals besproken in paragraaf 3.5.

Sommige (populairwetenschappelijke) artikelen insinueren dat geavanceerde reactoren het afvalprobleem kunnen oplossen. Hiermee refereren ze aan de hoeveelheid plutonium en *minor* actiniden in de bestraalde splijtstof, en dus niet de splijtingsproducten.

Er zijn initiatieven om ook de langlevende splijtingsproducten om te zetten door bestraling met neutronen (transmutatie) [74-76]. Dit is technologisch uitdagend en wordt door verschillende wetenschappers niet gezien als een realistische manier op de radiotoxiciteit van bestraalde splijtstof op lange termijn te verlagen [64, 77]. De reden hiervoor is dat splijtingsproducten relatief kleine, niet-splijtbare atomen zijn (isotopen van bijvoorbeeld jodium, technetium en cesium). Daarom is transmutatie (omzetting) alleen mogelijk door neutronenvangst. De kans op neutronenvangst, en daarmee op transmutatie, is voor de meeste langlevende splijtingsproducten klein. Een ander nadeel is dat de splijtingsproducten niet bijdragen aan het in stand houden van de kettingreactie. In plaats daarvan 'verbruikt' het transmutatieproces neutronen die in de reactor worden gevormd. Naar schatting moet voor de transmutatie van langlevende splijtingsproducten 8-15 procent van de reactorvloot worden ingezet (een onrealistisch hoge fractie) [77]. Tot slot wordt in de literatuur genoemd dat vóór de transmutatie van langlevende splijtingsproducten meestal een verwerkingsstap nodig is om de relevante splijtingsproducten te isoleren [75]. Dit is niet economisch rendabel op industriële schaal.

We gaan in dit rapport niet verder in op de transmutatie van langlevende splijtingsproducten.

4 Benchmarkreactor: de drukwaterreactor kerncentrale Borssele

4.1 Inleiding

De meeste van de 416 kerncentrales ter wereld zijn lichtwaterreactoren (data van het IAEA, per 12 augustus 2025 [78]). Een van deze reactoren is de kerncentrale Borssele, de enige in bedrijf zijnde kerncentrale in Nederland. Dit hoofdstuk geeft een overzicht van de radioactieve afvalstromen van de kerncentrale Borssele (KCB) en dit rapport gebruikt deze als benchmark. Daarnaast is algemene informatie over de huidige lichtwaterreactoren gegeven.

Het vermogen van lichtwaterreactoren voor elektriciteitsproductie varieert van 62 MW_{th} (de Akademik Lomonosov-1 en -2 reactoren in Rusland) tot 4590 MW_{th} (de Taishan-1 en -2 reactoren in China) [14]. KCB heeft een vergund vermogen van 1365,6 MW_{th} [33] en een elektrisch vermogen van 482 MW_e [79]. De thermische efficiëntie is dus 35,3 procent.

De oudste nog opererende lichtwaterreactor is de Beznau-1-reactor in Zwitserland (operationeel sinds 1969) [14]. KCB is operationeel sinds 1973. De vergunning voor het in werking houden van de kerncentrale vervalt volgens de Kernenergiewet (art. 15a) op 31 december 2033, wanneer de centrale dus zestig jaar oud is. Op dit moment wordt gewerkt aan bedrijfsduurverlenging [80].

4.2 Werkingsprincipe

Een lichtwaterreactor (LWR) gebruikt licht water[15] als moderator en koelmiddel. Er zijn twee soorten lichtwaterreactoren:

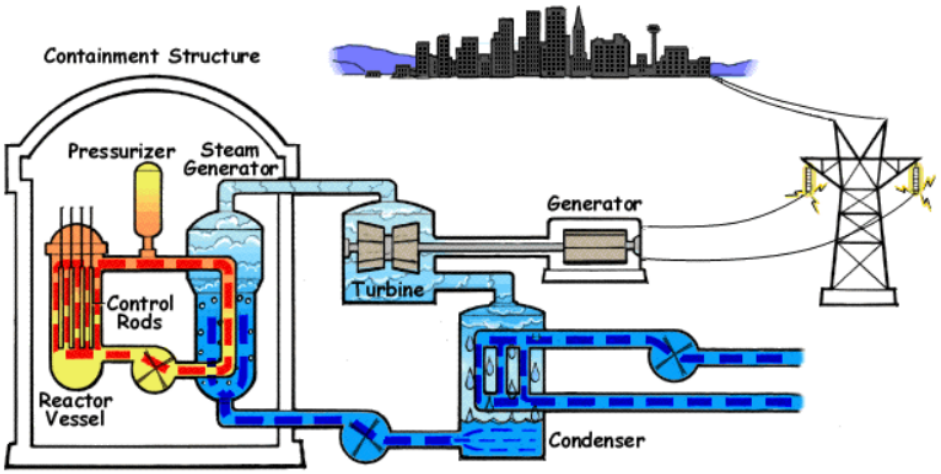
- Kokendwaterreactor (*boiling water reactor*, BWR): het water wordt in de reactorkern omgezet in stoom (uitlaattemperatuur ongeveer 290°C [10]), waarmee turbines worden aangedreven. Daarmee wordt elektriciteit opgewekt. Er zijn op dit moment 43 BWR's operationeel [78].
- Drukwaterreactor (*pressurised water reactor*, PWR): het water in de reactorkern wordt onder druk gehouden waardoor het vloeibaar blijft. De warmte (uitlaattemperatuur ongeveer 325°C [10]) wordt via warmtewisselaars (stoomgeneratoren) overdragen aan water in een secundaire kringloop. In deze secundaire kringloop wordt stoom geproduceerd om turbines aan te drijven. Zie Figuur 4.1. Er zijn op dit moment 306 PWR's operationeel [78], waaronder KCB.

Een PWR heeft dus componenten die de BWR niet heeft (de secundaire kringloop met stoomgeneratoren). De verschillende ontwerpen hebben voor- en nadelen (zie bijvoorbeeld het boek *Kernenergie, hoe zit dat?* [10]). Deze bespreken we hier niet verder. Er zijn ook

[15] Licht water is normaal water (waarbij de waterstofatomen de lichtste isotoop van waterstof zijn, H-1). We gebruiken de term om onderscheid te maken met zwaar water (water waarbij de waterstofatomen zijn vervangen door deuterium, H-2).

lichtwatergekoelde grafiet-gemodereerde reactoren (*light-water-cooled-graphite-moderated,* LGWR). Van dit type zijn er elf in gebruik voor elektriciteitsproductie, allen in Rusland [14]. Dit type bespreken we hier niet verder.

*Figuur 4.1 Schematische weergave van een drukwaterreactor (*pressurised water reactor*, PWR). Figuur van de* US Nuclear Regulatory Commission *[81].*



4.3 Brandstof

Lichtwaterreactoren gebruiken verrijkt uranium als brandstof, met 3-5 procent U-235 [10, 82]. Verrijking is nodig omdat het water (moderator en koelmiddel) neutronen absorbeert. De verrijkingsgraad kan per reactor verschillen. Over het algemeen is de verrijkingsgraad in een drukwaterreactor (PWR) zoals KCB wat hoger (circa 0,5 procentpunt) dan in een kokendwaterreactor (BWR), en is de verrijkingsgraad sinds de jaren zestig toegenomen [68]. In KCB wordt gebruikgemaakt van verrijkt natuurlijk uranium (ENU), of verrijkt gerecycled uranium (ERU) dat verkregen wordt uit opwerking van bestraalde splijtstof. De verrijkingsgraad is tot 4,40(±0,05) procent. ERU bevat kunstmatige uraniumisotopen, zoals U-236, die neutronen kunnen absorberen. De verrijkingsgraad van ERU moet daarom iets hoger zijn dan die van ENU om dezelfde burn-up te realiseren [18]. In KCB wordt om die reden ook gecompenseerd verrijkt gerecycled uranium (c-ERU) gebruikt, met een verrijkingsgraad tot 4,60(±0,05) procent [33]. Alle genoemde percentages zijn massapercentages. Sinds 2014 wordt ook MOX gebruikt in KCB. Deze bestaat uit maximaal 5,41(±0,05) procent splijtbaar plutonium (massaprocent in relatie tot de totale massa uranium, plutonium en americium) en 0,25(±0,05) procent U-235 (massaprocent ten opzichte van de totale massa uranium) [33, 83].

Het verrijkte uranium wordt in de vorm van uraniumoxide (UO_2) gebruikt [9, 10, 83]. Het poedervormige UO_2 wordt verwerkt tot keramische pellets. Deze worden verpakt tot splijtstofstaven in buizen die bestaan uit zircaloy (zirconium-tin-legering, een materiaal dat weinig neutronen absorbeert). Een splijtstofstaaf heeft een typische lengte van 4 m en een diameter van 1 cm [20]. De splijtstofstaven worden vervolgens gebundeld tot splijtstofelementen. De splijtstofelementen vormen samen de kern van de reactor. KCB heeft 121

splijtstofelementen (waarvan er maximaal 48 uit MOX bestaan [33]), met in totaal bijna 40 ton uranium [83]. Elk splijtstofelement gaat ongeveer vier jaar mee.

De massa van een splijtstofelement bestaat voor het grootste deel uit UO_2 (wat voor 88 massa% uranium bevat). Exacte gegevens voor een specifieke kerncentrale zijn lastig te vinden. In de literatuur zijn waarden gevonden van 72 massa procent uranium in een typisch splijtstofelement van een drukwaterreactor (PWR) [84], 67 massa procent uranium in de splijtstofelementen van de PWR AP1000 [85, 86] en 69 massa procent zware metalen (uranium en plutonium) in een bestraald PWR-splijtstofelement [64]. Ruwweg is dus te zeggen dat een PWR-splijtstofelement voor bijna een derde bestaat uit andere elementen dan uranium (zoals de zircaloy cladding).

Bij een typische lichtwaterreactor wordt eens per 12-24 maanden een splijtstofwissel uitgevoerd. Een kwart tot een derde van de spijtstofelementen worden hierbij vervangen [10, 82]. Bij KCB wordt elk jaar een kwart van de splijtstofelementen vervangen [87]. Een typische PWR met vermogen 1 GW_e heeft ongeveer 1 ton U-235 per jaar nodig (25 ton 4% verrijkt uranium), wat over een periode van 3-4 jaar in de praktijk overeenkomt met 85 ton UO_2 [10]. De burn-up is in dit geval 44 $GW_{th}d/tHM$[16]. De typische burn-up is de afgelopen decennia toegenomen, van ongeveer 20 tot bijna 50 $GW_{th}d/tHM$ in de periode 1975 tot 2005 [68]. Voor verdere toename zijn alternatieven nodig voor onder andere de zircaloy-bestanddelen van de splijtstofelementen, omdat deze slecht bestand zijn tegen de omstandigheden bij hoge burn-up [20, 70].

4.4 Koelmiddel en moderator

Zoals paragraaf 4.2 beschrijft, wordt water gebruikt als koelmiddel en moderator. Het koelmiddel zal, door corrosie en activering, na verloop van tijd verschillende radioactieve verontreinigingen bevatten [88]. Deze worden verwijderd met ionenwisselaar-harsen. Een typische drukwaterreactor (PWR) gebruikt 4-7 m^3 harsen per jaar, een kokendwaterreactor (BWR) tot 20 m^3/jaar [89].

4.5 Radioactieve afvalstoffen – vorm, chemische eigenschappen, verwerking

De radioactieve afvalstromen van de Nederlandse nucleaire sector zijn geïnventariseerd in een recent RIVM-rapport (2022-0073) [40]. In dat rapport is informatie opgenomen over de volgende categorieën radioactieve afvalstoffen van KCB:

- Bestraalde splijtstof.
- Residuen van opwerking van bestraalde splijtstof (opwerkingsafval).
- Afval van het zuiveren van koelmiddel (harsen).
- Operationele radioactieve rest- en afvalstoffen.

De twee eerste categorieën worden hier gezamenlijk behandeld. Onderstaande beschrijvingen van de afvalstromen van KCB zijn

[16] Het thermische vermogen is ongeveer 3 GW, de burn-up is 3 GW × 365 d/25 tHM.

overgenomen uit het genoemde RIVM-rapport [40]. De hoeveelheden per jaar betreffen het gemiddelde in de periode 2015-2020. De beschrijvingen zijn aangevuld met algemene informatie over afval van lichtwaterreactoren.

Het radioactief afval van KCB voldoet aan de afvalspecificaties van COVRA. Het afval is verglaasd of gecementeerd, en verpakt in verpakkingen die geschikt zijn voor eindberging [37]. Wat betreft chemische of radiologische samenstelling zijn er daarom geen aandachtspunten voor de benchmarkreactor.

4.5.1 *Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval*

Zoals genoemd in paragraaf 2.1 kan bestraalde splijtstof worden opgewerkt om nieuwe brandstof te maken. Dit gebeurt met de bestraalde splijtstof van KCB. De opwerking vindt plaats in Frankrijk, bij Orano in La Hague. Hiervoor wordt het PUREX-proces gebruikt (zie het tekstkader in paragraaf 2.1.2.2).

Het afval dat in Frankrijk ontstaat bij het opwerken van de bestraalde splijtstof van KCB wordt naar de COVRA afgevoerd. Het gaat om twee verschillende soorten hoogactief afval[17], die verpakt worden in diverse soorten CSD-canisters (CSD = *collis standard déchets*). Deze canisters zijn volgens het Oranje Boekje van COVRA geschikt voor eindberging [37].

- Verglaasde residuen met splijtingsproducten en actiniden. Het afval is verpakt in CSD-V-canisters (V staat voor *vitrified*, verglaasd).
- Samengeperste metalen onderdelen van de splijtstofelementen. Het afval is verpakt in CSD-C-canisters (C staat voor *compacted*, samengeperst).

De Nederlandse overheid wil vier nieuwe kerncentrales bouwen in Nederland [90]. Het is nog niet bekend of de bestraalde splijtstof van deze nieuwe kerncentrales zal worden opgewerkt. Als voor directe opslag van bestraalde splijtstofelementen wordt gekozen (geen opwerking), zal er bij COVRA een nieuw opslaggebouw en speciale containers voor droge interim opslag moeten worden gerealiseerd[18]. Volgens COVRA zijn dit "relatief eenvoudige opslagmodules" [41]. Als voor opwerking wordt gekozen, dan moet er uiteraard voor voldoende opwerkingscapaciteit worden gezorgd.

4.5.2 *Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel*

Het koelmiddel van KCB wordt gezuiverd met harsen. Harsen worden ook toegepast om het water in het splijtstofopslagbassin te zuiveren. Verzadigde harsen worden gecementeerd (van het uiteindelijke afval bestaat 93 massa% uit cement). Deze afvalstroom omvat ook verdampingsconcentraat van afvalwater.

[17] In RIVM-rapport 2022-0073 [40] is ook een derde afvalstroom genoemd, namelijk verglaasd vloeibaar afval dat bij het opwerkingsproces is ontstaan. Deze afvalstroom wordt volgens het eerdere RIVM-rapport in de toekomst niet meer verwacht. Daarom laten we dat in dit rapport verder buiten beschouwing. Het gaat om 0,2 ton ($5{,}0 \times 10^4$ GBq) per jaar. Dit afval is niet-warmteproducerend. Het afval is verpakt in CSD-B-canisters (B geeft aan dat het gaat om vloeibaar verglaasd afval).

[18] De bestraalde splijtstofelementen van de Hoge Flux Reactor (HFR) in Petten en Hogere Onderwijs Reactor (HOR) in Delft worden nu al zonder opwerking opgeslagen bij COVRA [91].

4.5.3 *Overige operationele afvalstoffen*

KCB voert de volgende overige categorieën radioactieve afvalstoffen naar COVRA af:

- Niet-persbare afvalstoffen zoals plastic, gereedschap en onderdelen. Het plastic wordt gesmolten. Daarna wordt het afval gecementeerd.
- Persbare afvalstoffen, zoals gebruikte persoonlijke beschermingsmiddelen en papieren tissues. Dit afval wordt onder druk in standaardvaten gedaan.
- Vloeibare afvalstoffen, vooral besmette olie. In RIVM-rapport 2022-0073 [40] staat geen verdere informatie over de verwerking.

4.6 Radioactief afval – radiologische eigenschappen

4.6.1 *Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval*

Naast uranium bevat de bestraalde splijtstof van KCB ongeveer 34 massaprocent geactiveerd metaal en ongeveer 3 massaprocent splijtingsproducten en actiniden, met een totale activiteit van $4{,}5 \times 10^7$ GBq/jaar. De bestraalde splijtstof exclusief de metalen onderdelen bestaat, voor een 1.000 MW_e drukwaterreactor (PWR), uit 95,2 procent uranium (~0,9% U-235), 3,6 procent splijtingsproducten, 1 procent plutonium en 0,1 procent *minor* actiniden [20].

De bestraalde splijtstof van KCB wordt opgewerkt. Het opwerkingsafval is HRA en bestaat uit:

- CSD-V-canisters (verglaasde residuen met splijtingsproducten en actiniden): $4{,}4 \times 10^7$ GBq/jaar. Dit afval is warmteproducerend (1,24 kW per canister) en bevat meer dan 300 verschillende radionucliden.
- CSD-C-canisters (samengeperste metalen onderdelen van de splijtstofelementen): $1{,}1 \times 10^6$ GBq/jaar. Dit afval is niet warmteproducerend (<0,015 kW per canister).

De totale activiteit in het opwerkingsafval is $4{,}5 \times 10^7$ GBq/jaar.

Zoals genoemd in paragraaf 3.1.1 heeft de keuze om de bestraalde splijtstof op te werken gevolgen voor de radiologische samenstelling van het afval. De radiotoxiciteit voor ingestie op korte termijn is hoger, op lange termijn juist lager dan wanneer er niet wordt opgewerkt.

4.6.2 *Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel*

De verzadigde harsen die zijn gebruikt om koelmiddel te zuiveren bevatten geactiveerde corrosieproducten. Het gaat met name om Co-60 en bevat ook verschillende andere kunstmatige radionucliden. In een drukwaterreactor (PWR) wordt ook C-14 gevormd door activering van O-17 in het koelwater. Dit wordt ook verwijderd met behulp van de harsen [92].

De activiteitsconcentratie van harsen uit het primaire circuit is tot enkele MBq/g. De activiteitsconcentratie van overige harsen is over het algemeen lager. In RIVM-rapport 2022-0073 [40] is opgemerkt dat in 2020 de harsen uit beide circuits gezamenlijk zijn afgevoerd, en in de jaren daarvoor zijn gescheiden.

In totaal wordt $4{,}1 \times 10^3$ GBq/jaar aan activiteit in gecementeerde hars afgevoerd[19]. Het afval valt in de categorie LMRA.

4.6.3 Overige operationele afvalstoffen

De overige operationele afvalstoffen vallen allen in de categorie LMRA:

- Niet-persbare afvalstoffen (gecementeerd plastic, gereedschap, onderdelen): $1{,}4 \times 10^5$ GBq/jaar. In het RIVM-rapport 2022-0073 [40] staat geen informatie over de belangrijkste radionucliden. Wij verwachten dat het hier ook gaat om kunstmatige radionucliden, zoals Co-60.
- Persbare afvalstoffen (onder andere gebruikte persoonlijke beschermingsmiddelen): de activiteit wordt vooral bepaald door Fe-55 en Ni-63, maar de totale activiteit staat niet in RIVM-rapport 2022-0073 [40]. Gezien de aard van de afvalstoffen verwachten we dat deze activiteit relatief laag is.
- Vloeibare afvalstoffen (besmette olie): $1{,}5 \times 10^{-3}$ GBq/jaar. Ongeveer 90 procent van de activiteit is Co-60.

4.7 Radioactief afval – hoeveelheden

4.7.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

Gemiddeld zijn in de periode 2015-2020 jaarlijks 28 bestraalde splijtstofelementen voor opwerking afgevoerd naar Frankrijk (12,3 ton). Dit komt goed overeen met in de literatuur gevonden gegevens voor een typische lichtwaterreactor met een vermogen van 1 GW_e, die dus circa twee keer zo groot is als KCB: deze produceert 20 tot 30 ton bestraalde splijtstof per jaar [23, 43].

De jaarlijkse hoeveelheid opwerkingsafval van KCB is:

- CSD-V-canisters (verglaasde residuen): 2,8 ton/jaar.
- CSD-C-canisters (samengeperste metalen onderdelen): 6,8 ton/jaar.

De totale massa van opwerkingsafval komt daarmee op 9,6 ton/jaar. Het totaalvolume HRA van KCB is ongeveer 5,6 m^3/jaar [41]. Zoals genoemd in paragraaf 3.1.1 is dit volume ongeveer een factor 5 lager dan het volume van niet-opgewerkte bestraalde splijtstof.

4.7.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel

Verzadigde harsen en verdampingsconcentraat van afvalwater worden gecementeerd afgevoerd naar COVRA. In totaal gaat het om 54 ton/jaar (waarvan 93 massa% uit cement bestaat).

4.7.3 Overige operationele afvalstoffen

De overige operationele afvalstoffen zijn qua massa de grootste afvalstroom. Het gaat om in totaal 77 ton/jaar:

- Niet-persbare afvalstoffen (gecementeerd plastic, gereedschap, onderdelen): 67 ton/jaar. Het massapercentage cement staat niet in het RIVM-rapport 2022-0073 [40].
- Persbare afvalstoffen (onder andere gebruikte persoonlijke beschermingsmiddelen): 10 ton/jaar.

[19] De activiteit C-14 die jaarlijks wordt gevormd in het koelwater wordt, op basis van het onderzoek van Yim en Caron (2006) [92] geschat op ongeveer 2×10^2 GBq/jaar voor een PWR met het vermogen van KCB. Hiervan wordt volgens Yim en Caron (2006) het meeste in gasvorm geloosd en ongeveer 2,5% op de harsen gevangen (5 GBq/jaar). Dit is ongeveer 0,1% van de totale activiteit van de hars-afvalstroom van KCB.

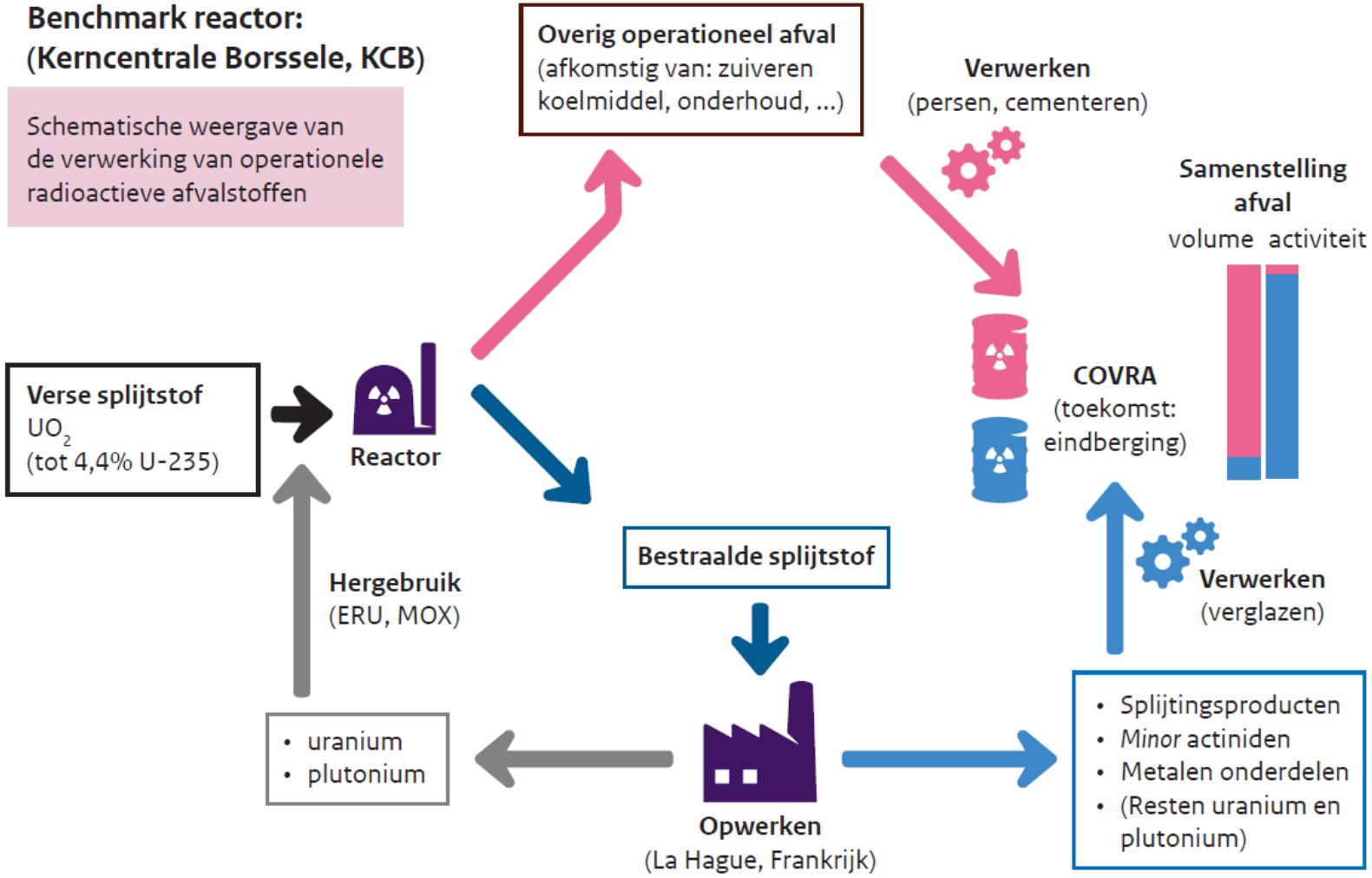
- Vloeibare afvalstoffen (besmette olie): 0,07 ton/jaar.

Het totale volume operationele afvalstoffen (inclusief het afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel, paragraaf 4.7.2) is ongeveer 50 m^3/jaar [41].

4.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid

1. Het afval van de kerncentrale Borssele (de benchmarkreactor) wordt verwerkt en vervolgens opgeslagen bij COVRA in standaardvaten en -canisters die voldoen aan de afvalspecificaties.
2. De bestraalde splijtstof van de kerncentrale Borssele wordt niet aangemerkt als radioactief afval, maar opgewerkt in Frankrijk met het PUREX-proces (eenmalige opwerking). Het opwerkingsafval bevat i) splijtingsproducten en *minor* actiniden en ii) metalen onderdelen van de splijtstofelementen. De *minor* actiniden zijn verglaasd en daarmee niet beschikbaar als splijtstof voor eventuele geavanceerde reactoren.
3. De activiteit in het verglaasde opwerkingsafval ($4{,}4\times10^7$ GBq/jaar) is meer dan een factor 100 hoger dan de totale activiteit in het LMRA ($1{,}4\times10^5$ GBq/jaar).
4. De totale massa LMRA (131 ton/jaar) is meer dan een factor 10 groter dan de massa HRA (9,6 ton/jaar).
5. Als er in de toekomst voor wordt gekozen om bestraalde splijtstof van lichtwaterreactoren niet op te werken, zijn er bij COVRA nieuwe gebouwen en containers nodig. Dit lijkt relatief eenvoudig te realiseren.

Figuur 4.2 Schematische weergave van de verwerking van operationele radioactieve afvalstoffen van de benchmark reactor. ERU (Enriched Reprocessed Uranium) en MOX (Mixed Oxide) zijn vormen van opgewerkte brandstof. COVRA (Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval) is het bedrijf dat verantwoordelijk is voor de opslag van radioactief afval in Nederland.



5 Geavanceerde watergekoelde reactor

5.1 Inleiding

De meeste van de geavanceerde watergekoelde reactoren (*advanced water-cooled reactors,* AWR's) zijn reactoren die qua concept niet radicaal verschillen van oudere (niet-geavanceerde) modellen zoals de drukwaterreactor (*pressurised water reactor*, PWR) en kokendwaterreactor (*boiling water reactor*, BWR). Over die gevallen wordt in de internationale literatuur gesproken van een 'evolutionaire' ontwikkeling van de technologie [93]. Er bestaan ook enkele watergekoelde reactorconcepten die wel als 'revolutionair' worden aangemerkt, namelijk de superkritischwaterreactor (*supercritical water-cooled reactor*, SCWR), en de geavanceerde zwaarwaterreactor (*advanced heavy water reactor*, AHWR), die thorium als kweekstof kan gebruiken.

Onder de evolutionaire ontwikkelingen schaart men vooral het eventuele gebruik van zogenoemde 'accident tolerant fuels' en ontwikkelingen in structuurmaterialen [94]. De belangrijkste zijn:

- Nieuwe soorten (coatings om de) cladding.
- Toevoegingen aan UO_2-brandstof om hun warmtecapaciteit en -geleidbaarheid te verhogen.
- Nieuwe uitvoeringen van uraniumbrandstof, zoals uraniumsilicide en -nitride, of ingekapselde brandstof. (Hierbij wordt uraniumoxide ingekapseld in verschillende lagen van keramische materialen zoals SiC. Hieronder valt ook zogenoemde TRISO-brandstof, waar TRISO staat voor *tri-structural isotropic*, inkapseling in drie verschillende lagen.)

Een andere categorie aan ontwikkelingen betreft de meer revolutionaire [93]:

- het ontwerp van de superkritischwaterreactor (SCWR);
- het gebruik van thorium voor de zwaarwaterreactor (A)HWR.

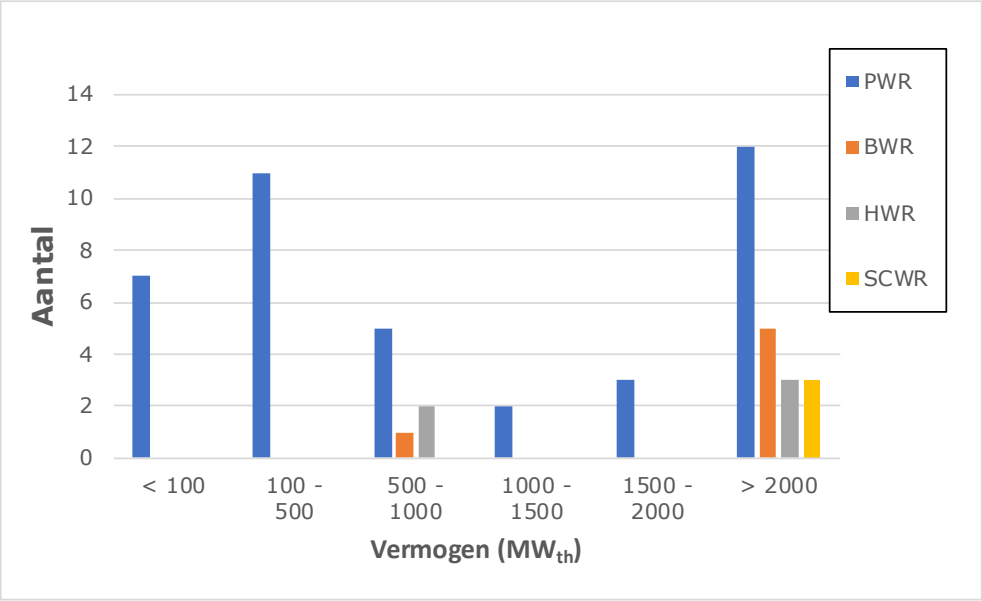
Deze veranderingen kunnen de samenstelling van de bestraalde splijtstof veranderen ten opzichte van de benchmarkreactor (de drukwaterreactor KCB).

Verder is op te merken dat het merendeel van de SMR-ontwerpen bepaalde vormen van watergekoelde reactoren betreffen [4]. Gezien de populariteit van de SMR in de media en in vakpublicaties lijkt het aannemelijk dat er een verschuiving plaatsvindt naar kleinere (modulaire) ontwerpen voor watergekoelde reactoren, maar deze verschuiving blijkt niet eenduidig uit de data uit de ARIS-database (zie Figuur 5.1). Als deze neiging naar kleinere reactoren werkelijkheid wordt, is het mogelijk dat de hoeveelheid en activiteit van bestraalde splijtstof[20] per eenheid opgewekte energie toenemen ten opzichte van een situatie waarbij geavanceerde watergekoelde reactoren over het algemeen in grotere uitvoeringen worden gebouwd. Dit verband is analoog aan de corresponderende relatieve afname van de burn-up en

[20] En ontmantelingsafval

het reactorvermogen bij kleinere reactoren (zie paragraaf 3.3 en 3.4). Zoals we ook al beschreven in paragrafen 3.3 en 3.4 is dit verband echter (nog) niet in het algemeen aangetoond, en speelt het vermoedelijk een grotere rol bij ontmantelingsafval.

Figuur 5.1 Thermisch vermogen van de geavanceerde watergekoelde reactorconcepten in de ARIS-database [8].



Wereldwijd zijn er acht AWR-reactorconcepten operationeel (zie Figuur 2.2). Hiervan zijn er zeven PWR's, waarvan zes met een thermisch vermogen van boven de 2000 MW_{th}. Er is ook één HWR operationeel, met een thermisch vermogen van 754 MW_{th}.

5.2 Werkingsprincipe

Watergekoelde reactoren zijn in te delen in de verschillende subtypen: lichtwaterreactoren (afgekort als LWR, en bestaande uit de subtypen drukwaterreactor (PWR) en kokendwaterreactor (BWR)), zwaarwaterreactor (*heavy water reactor*, HWR), en de superkritischwaterreactor (SCWR). De benchmarkreactor (KCB) uit hoofdstuk 4 is een PWR. De hierboven genoemde groepering is gebaseerd op verschillen in werkingsprincipe en in de gebruikte moderator.

In algemene zin wordt verwacht dat Gen-IV-reactoren voordelen hebben op het gebied van veiligheid en efficiëntie [7, 23]. Het IAEA noemt als een algemene 'evolutionaire' ontwikkeling voor geavanceerde reactoren dat het operationele interval wordt vergroot [23]. Dat wil zeggen dat geavanceerde ontwerpen langer blijven draaien tot de brandstof moet worden vervangen, of zelfs tijdens een brandstofwissel kunnen blijven draaien ('online refueling') [23][21]. Dit grotere operationele interval zou moeten leiden tot een verminderd volume en massa van hoogactief afval (per $GW_e y$) [23], analoog aan de relatie tussen burn-up en radioactiviteit van de bestraalde splijtstof (zie paragraaf 3.3). Terwijl de

[21] Niet-geavanceerde zwaarwaterreactoren als de CANDU konden dit al.

reactor 'uit'staat, zal er geen bestraalde splijtstof ontstaan. Maar operationeel is het efficiënter om minder tijd kwijt te zijn aan splijtstofwissels. Ook hoeft de geavanceerde reactor minder af- en opgeschakeld te worden, waardoor de burn-up gemiddeld iets hoger zal liggen. We hebben geen informatie gevonden over de eventuele omvang van dit gepostuleerde effect.

5.2.1 Drukwaterreactor (PWR)

Het werkingsmechanisme van een drukwaterreactor staat uitgelegd in paragraaf 4.2. Over de gepostuleerde verbeteringen voor geavanceerde drukwaterreactoren (PWR's):

- Langere brandstofcyclus: voor de geavanceerde PWR's in de ARIS-database geldt een gemiddelde duur van brandstofcyclus van bijna vijftig maanden [4]. Dit gemiddelde wordt wel sterk door hoge uitschieters beïnvloed – de mediane waarde voor de duur van de brandstofcyclus is 24 maanden. Zoals ook beschreven in paragraaf 4.3 wordt bij een typische lichtwaterreactor eens per 12-24 maanden een splijtstofwissel uitgevoerd. Bij KCB wordt elk jaar een kwart van de splijtstofelementen vervangen [56]. De geavanceerde modellen hebben in het algemeen dus inderdaad een langere brandstofcyclus.
- De gemiddelde waarde voor de netto efficiëntie van de geavanceerde PWR's is 34,5 procent [4]. Hierin is de energie die de faciliteit zelf afneemt dus afgetrokken van het bruto elektrische vermogen van de reactor. In dit gemiddelde is een aantal lagere waarden meegenomen die horen bij reactoren met een erg klein thermisch vermogen (150 MW_{th} of minder). De netto energie-efficiëntie van de benchmarkreactor (KCB) is 35,3 procent (zie de corresponderende getallen in paragraaf 4.2). Al met al is het onwaarschijnlijk dat de geavanceerde reactoren in werkelijkheid een (noemenswaardig) hogere thermische efficiëntie zullen hebben.
- De mogelijkheid voor het gebruik van een andere brandstofvorm: cermet. Zie paragraaf 5.3.

5.2.2 Kokendwaterreactor (BWR)

De verschillen tussen drukwaterreactoren (PWR's) en kokendwaterreactoren (BWR's) zijn al genoemd in paragraaf 4.2. BWR's hebben (tot nu toe) over het algemeen een iets lagere burn-up dan PWR's (zie bijvoorbeeld de Figuren 9, 10 en 13 van de studie van Wagner *et al.* (2012) [68]).

De afwezigheid van een secundair systeem bij de BWR heeft zijn weerslag op de productie van operationeel afval (zie paragraaf 5.6). Over de gepostuleerde verbeteringen voor geavanceerde BWR's:

- Langere brandstofcyclus: op basis van de gegevens in de ARIS-database geldt voor de zes geavanceerde BWR-ontwerpen dat de gemiddelde duur van de brandstofcyclus 19,5 maanden. Voor de benchmarkreactor geldt een brandstofcyclus van 12 maanden. De geavanceerde modellen hebben in het algemeen dus inderdaad een langere brandstofcyclus.
- Efficiëntie: van de zes BWR-ontwerpen in de ARIS-database is de gemiddelde netto thermische efficiëntie 35,75 procent. Dit is niet

noemenswaardig hoger dan de energie-efficiëntie van de benchmarkreactor (35,3%).

5.2.3 *Zwaarwaterreactor (HWR)*

In de ARIS-database staan vijf ontwerpen voor zwaarwaterreactoren (HWR's). Het kenmerkende verschil tussen zwaar- en lichtwaterreactoren is dat in de eerste categorie zwaar water (water met deuterium-isotopen op de plek van de gebruikelijke H-atomen in het H_2O-molecuul) wordt gebruikt als moderator, en eventueel als koelmiddel. Het gebruik van zwaar water als moderator bevordert de neutroneneconomie, omdat deuterium minder makkelijk neutronen wegvangt dan gewone waterstof, terwijl de modererende functie vrijwel gelijk is. Met deze techniek hoeft de brandstof niet verrijkt te zijn in splijtbare elementen: uranium kan in de natuurlijke isotopenverhouding (99,3% U-238) worden gebruikt, hoewel er ook ontwerpen zijn waarbij laagverrijkt uranium wordt gebruikt (maximaal 2% U-235). Er zijn 46 operationele zwaarwaterreactoren in de wereld, met een gemiddeld (elektrisch) vermogen van ongeveer 500 MW_e [78].

Er bestaan vijf geavanceerde zwaarwaterreactorconcepten (HWR's) volgens de IAEA ARIS-database. Over de gepostuleerde verbeteringen voor geavanceerde HWR's:

- Langere brandstofcyclus: op basis van de gegevens in de ARIS-database geldt dat drie van de vijf zwaarwaterreactoren zijn ontworpen met een zogenaamde continue brandstofcyclus. Voor één van de overige ontwerpen is een brandstofcyclus van 12 maanden genoemd. Hiermee lijken de geavanceerde ontwerpen op deze eigenschap niet noemenswaardig af te wijken van de niet-geavanceerde reactoren zoals ze nu al in bedrijf zijn.
- Gebruik van thoriumbrandstof (zie paragraaf 5.3.3).

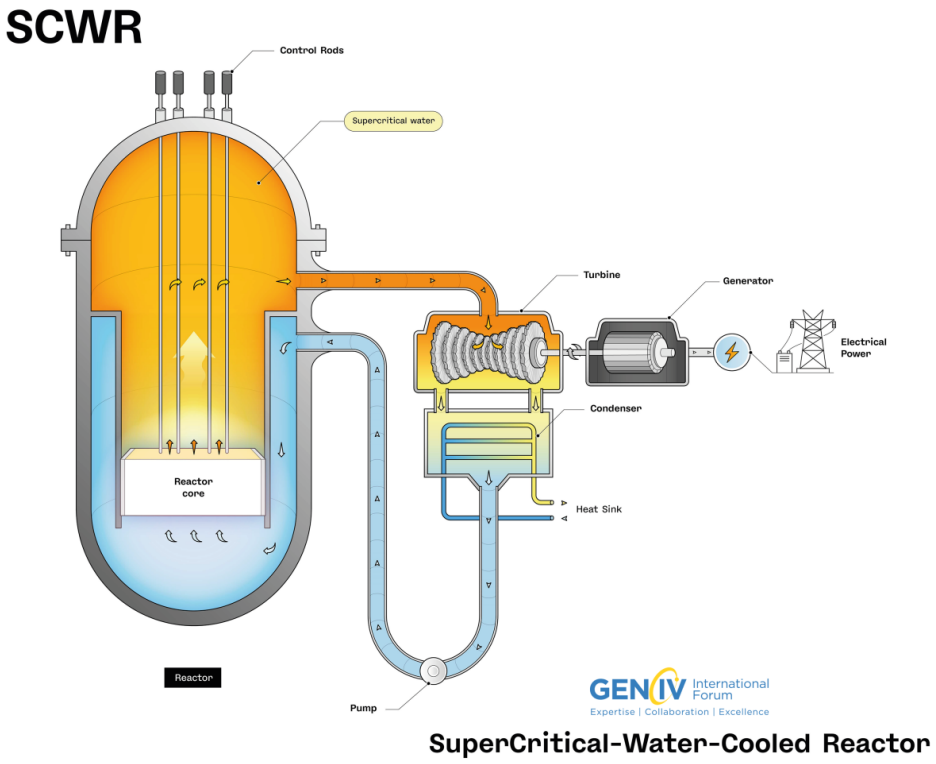
5.2.4 *Superkritischwaterreactor (SCWR)*

In de ARIS-database staan drie ontwerpen voor superkritischwaterreactoren (SCWR's). Het ontwerp lijkt op conceptueel niveau op de kokendwaterreactor, maar heeft als onderscheidende eigenschap dat hij werkt op een hogere temperatuur en druk, met als belangrijkste doel een hogere thermische efficiëntie. In de ARIS-database kennen de SCWR-ontwerpen een gemiddelde netto efficiëntie van 45 procent. Dit ligt tien procentpunten hoger dan de gemiddelde waarde voor bijvoorbeeld de geavanceerde drukwaterreactoren (PWR's) uit dezelfde database. De hogere thermische efficiëntie zorgt voor een lagere opbrengst aan radioactief afval per GW_ey.

Bij de SCWR wordt het koelmiddel (water) door een specifieke combinatie van hoge druk en temperatuur superkritisch[22]. De hogere efficiëntie is een verschijnsel aan de niet-nucleaire kant van de reactor: de aandrijving van de turbine door de stoom is efficiënter door de hogere temperatuur van de (stoom van de) SCWR. Implementatie van een superkritische stoomcyclus is bekend terrein bij energiecentrales die werken op fossiele brandstoffen. Een schematische weergave van de SCWR staat in Figuur 5.2.

[22] Superkritisch refereert hier naar de thermodynamische staat (fase) van het koelmiddel, niet naar kriticiteit van de kernreactor.

*Figuur 5.2 Schematische weergave van een superkritischwaterreactor (*supercritical water-cooled reactor*, SCWR). Figuur van Generation IV International Forum [95].*



Vanwege de wijzigingen in werking zijn sommige componenten van de traditionele druk- of kokendwaterreactor (PWR of BWR) voor de superkritischwaterreactor (SCWR) niet nodig of veel kleiner uit te voeren, zoals onder meer de stoomgeneratoren [96]. Dit materiaal kan dus niet (of minder) bijdragen aan geactiveerd laag-of middelactief radioactief afval bij ontmanteling. Afwezigheid van dergelijke componenten leidt ook tot een kleinere *containment*-constructie, wat uiteindelijk ook voor minder ontmantelingsafval zal zorgen [97].

5.3 Brandstof

5.3.1 Drukwaterreactor (PWR)

Voor de geavanceerde drukwaterreactoren (PWR's) in de ARIS-database wordt gebruikgemaakt van UO_2, MOX, een combinatie van beide, of UO_2-brandstof in de vorm van een keramisch-metallisch ingesloten brandstof ('cermet'). Het gebruik van UO_2- en MOX-brandstof met corresponderende uitwerking op de samenstelling en omvang van radioactieve afvalstromen wordt behandeld in paragraaf 3.1.1.

De brandstofvorm cermet is een type brandstof waarbij de UO_2 is ingesloten in beschermende laagjes, die bestaan uit een keramische en een metallische component. De bestanddelen kunnen verschillend zijn, maar in de meeste gevallen bestaat in ieder geval één van de lagen uit SiC, net zoals bij TRISO-brandstof. De bedoeling is dat de insluiting beschermt tegen corrosie en degradatie van brandstof – en zou zo een meer 'accident tolerant fuel' moeten zijn (zie paragraaf 5.1). De

insluiting van de brandstofdeeltjes moet bovendien ervoor zorgen dat er geen splijtingsproducten kunnen ontsnappen. We vonden geen informatie over de uitwerking van het gebruik van cermet-brandstof op samenstelling en omvang van afvalstromen. De ontwerpen die cermet-brandstof gebruiken, zijn een vrij kleine minderheid (4 van de 38 geavanceerde PWR's) en zijn op één na allemaal Russische ontwerpen. Hierdoor verwachten wij dat de kans klein is dat ontwerpen met cermet brandstof een rol gaan spelen in de Nederlandse situatie.

Het ligt voor de hand dat vraagstukken over opwerking en recycling van deze brandstofsoort te vergelijken zijn met de situatie bij TRISO-brandstof. Over TRISO-brandstof is het nodige geschreven in de internationale literatuur. Dit wordt in dit rapport samengevat in het hoofdstuk over gasgekoelde reactoren (met name in de paragrafen 6.5 en 6.7).

Er bestaat een geavanceerd reactorontwerp, ontworpen op het gebruik van cermet-brandstof, waarbij een rol is beschreven voor de bestraalde splijtstof als HAS-bron [98]: de brandstofbolletjes zijn ingekapseld en alleen gammastraling komt door de afsluitende lagen. De gammastraling kan in theorie gebruikt worden voor bestralingsdoeleinden, waarmee de bestraalde brandstof als nuttig materiaal en dus niet als afval gezien hoeft te worden. Dit lijkt ons (in Nederland) vanwege veiligheids-, proliferatie- en perceptieaspecten niet realistisch.

5.3.2 Kokendwaterreactor (BWR)

Voor de geavanceerde kokendwaterreactoren (BWR's) in de ARIS-database wordt gebruikgemaakt van UO_2 (vier van de zes ontwerpen) en UO_2 en/of MOX (twee van de zes ontwerpen). De corresponderende uitwerking op de samenstelling en omvang van de bestraalde splijtstof (UO_2 versus MOX) is analoog aan de principes die in paragraaf 3.1.1 zijn uitgelegd.

5.3.3 Zwaarwaterreactor (HWR)

Zwaarwaterreactoren (HWR's) gebruikten in het verleden natuurlijk of laagverrijkt uranium in de brandstof (UO_2). Het mogelijk gebruik van thorium is één van de in het oog springende ontwikkelingen bij geavanceerde zwaarwaterreactoren. Hierbij wordt een mengsel van Th-232(oxiden) en U-233(oxiden) gebruikt, zodat het systeem stabiel blijft in het gehalte van U-233 [23]. Dit laatste isotoop wordt gespleten voor de energieopbrengst. Drie van de vijf HWR-ontwerpen in de ARIS-database zijn ontworpen op het (mogelijk) gebruiken van thorium als kweekstof. Paragraaf 2.1.2.1 en 3.2.2. beschrijven het gebruik van thorium en het kweken van splijtstof.

5.3.4 Superkritischwaterreactor (SCWR)

Op basis van de informatie in de ARIS-database wordt er voor deze groep reactoren (die uit drie ontwerpen bestaat) gewerkt met UO_2-brandstof. De gewenste verrijkingsgraad ligt met 6,2 procent, 7,2 procent, en 9 procent wel hoger dan bij gemiddelde UO_2-brandstof van drukwaterreactoren (PWR's), waaronder de benchmarkreactor uit hoofdstuk 4. Een hogere verrijking resulteert in het algemeen in een hogere burn-up. Analoog aan de relatie tussen burn-up en activiteit van bestraalde splijtstof zoals uitgelegd in paragraaf 3.3 verwachten we voor

deze categorie dus een lagere activiteit in de bestraalde splijtstof (per $GW_e y$). Tenminste voor wat betreft de (middel)lange termijn vanwege het splijten van plutonium.

Voor dit type reactor kan eventueel gebruik worden gemaakt van alternatieve brandstoftypen als UO_2-BeO of UO_2-SiC, omdat deze beter bestand zouden zijn tegen de hogere werktemperatuur [99]. Deze brandstofvormen worden niet gebruikt in de ontwerpen genoemd in de ARIS-database [8].

De hogere temperatuur van de reactor zou zonder aanpassingen zorgen voor een te hoge temperatuur in de brandstofcladding [96]. Als dit niet verholpen kan worden door aan de configuratie van de interactie tussen brandstof en koelmiddel te sleutelen, zijn dus nieuwe materialen voor de cladding nodig, die een hogere temperatuur aankunnen. Rahman *et al*. [100] beschreven in 2020 een tot dan toe onopgeloste zoektocht naar het beste materiaal voor de cladding, ook vanwege de hogere temperatuur. Het Franse onderzoeksinstituut IRSN rapporteert over cladding op basis van nikkel, in plaats van zirkoon [101]. Bestraalde splijtstof en cladding worden (soms na afscheiding van te recyclen splijtbare elementen) samen in HLW-containers gestopt. De samenstelling van brandstof en cladding heeft dus invloed op de chemische en daarmee ook radiologische samenstelling van de afvalstroom door bestraalde splijtstof. Kleine veranderingen in legeringen zullen echter kleine verschillen in de samenstelling van de activiteit in de afvalstromen hebben: cladding is in het algemeen ontworpen om zo min mogelijk neutronen te absorberen. De verschillen in activatieproducten zijn door verschillen in cladding dus minimaal. Ook verwachten we dat kleine chemische verschillen tussen claddingtypes (dat wil zeggen met vergelijkbare materialen) niet zullen zorgen dat een brandstofelement van een superkritischwaterreactor (SCWR) op een andere manier verwerkt moet worden dan een brandstofelement van een drukwaterreactor (PWR).

5.4 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking

5.4.1 Bestraalde splijtstof

Zolang voor de geavanceerde watergekoelde reactoren gebruik wordt gemaakt van dezelfde typen brandstof (UO_2) als voor de benchmarkreactor zullen in de chemische samenstelling van de bestraalde splijtstof geen noemenswaardige veranderingen optreden. Een uitzondering is bij het gebruik van thoriumbrandstof voor geavanceerde zwaarwaterreactoren (HWR's) (zie ook paragraaf 3.2.2). De veranderde chemische samenstelling zou als gevolg hebben dat thoriumbrandstof (al dan niet bestraalde ThO_2) vergeleken met UO_2-brandstof onder oxiderende omstandigheden stabieler moet zijn. Dit zou opslag moeten vergemakkelijken. Omdat de verdeling van splijtingsproducten licht verschilt tussen splijting van U-235 ('conventionele' UO_2-brandstof) en U-233 (Th-brandstof) verwachten we kleine verschillen in samenstelling van de bestraalde splijtstof (zie paragraaf 3.2.2).

Omdat de technologieën niet veel verschillen van watergekoelde reactoren van eerdere generaties worden er in het internationale

kennisveld geen bijzonderheden voor afvalbeheer voor geavanceerde watergekoelde reactoren verwacht [23]. Dat wil niet zeggen dat er voor de Nederlandse situatie geen aandachtspunten ontstaan – immers is de Nederlandse ervaring met radioactief afval van kernreactoren gebaseerd op de aanwezigheid van een drukwaterreactor (PWR), in een systeem waarin de bestraalde splijtstof opgewerkt wordt.

5.4.1.1 Opwerking

De geschiktheid van geavanceerde watergekoelde reactoren (AWR's) voor gebruik in een beleidscontext die uitgaat van opwerking van bestraalde splijtstof bestaat uit twee delen. Aan de ene kant gaat het om input, aan de andere om output. Reactoren kunnen ontworpen zijn op het gebruik van MOX, en hun bestraalde splijtstof kan al dan niet geschikt zijn voor opwerking. Bestraalde MOX kan niet opgewerkt worden, maar reactoren die op MOX draaien, gebruiken ook 'verse' UO_2, die na gebruik wel geschikt is voor opwerking. Ditzelfde is ook het geval voor de benchmarkreactor.

Van de 54 AWR-ontwerpen in de ARIS-database zijn er 6 die een gesloten splijtstofcyclus (dus MOX als brandstof, of opwerking van de bestraalde splijtstof) expliciet uitsluiten. Het gaat hier om vijf drukwaterreactoren (PWR's) en één kokendwaterreactor (BWR). Voor vijf van de AWR-ontwerpen geldt dat ze geen informatie geven over opwerking, maar wel dat ze ontworpen zijn op het gebruik van cermet-brandstof (of vergelijkbaar). Dit wil zeggen dat de reactoren geen MOX kunnen gebruiken, en de bestraalde splijtstof niet (met de huidige stand der techniek) geschikt is voor opwerking[23]. Hier betreft het allemaal PWR's, waarvan vier ontwerpen uit Rusland. Ook zijn er achttien AWR-ontwerpen die geen informatie geven over aspecten die samenhangen met opwerking. Hiervan is één een BWR, één een zwaarwaterreactor (HWR), en zijn de rest PWR's. Voor de overige ontwerpen varieert de hoedanigheid van de gegeven opwerking-gerelateerde informatie.

Van twintig ontwerpen is expliciet genoemd dat ze in principe geschikt (kunnen) zijn om op MOX te draaien, of in een gesloten splijtstofcyclus zouden kunnen passen. Hiervan zijn drie kokendwaterreactoren (BWR's), twee zwaarwaterreactoren (HWR's), één superkritischwaterreactor (SCWR), en veertien drukwaterreactoren (PWR's). Voor deze ontwerpen geldt in het algemeen dat er niet is voorzien in het gebruik van opgewerkte brandstof, maar dat ze wel – eventueel na technische wijzigingen – opgewerkte brandstof kunnen gebruiken. In geen van de gevallen wordt hierbij uitgelegd wat dergelijke wijzigingen zouden behelzen.

Dan zijn er vier ontwerpen waarbij het gebruik van MOX en/of het opwerken van de bestraalde splijtstof het uitgangspunt zijn. Hiervan zijn er twee SCWR's, één HWR, en één BWR. Hiervan lijkt echter nog wel afgeweken te kunnen worden. Ook is er één ontwerp waarbij een gesloten splijtstofcyclus een expliciet genoemde doelstelling van het ontwerp is geweest. Hier gaat het om de geavanceerde zwaarwaterreactor (AHWR).

[23] Voor een uitgebreidere beschrijving van de mogelijkheid tot opwerken van keramisch gecoate brandstof, zie hoofdstuk 6 (Gasgekoelde reactoren).

Al met al blijkt uit de gegevens in de ARIS-database dat verschillende subtypen van de geavanceerde watergekoelde reactor in principe geschikt zijn voor een systeem waarbij bestraalde splijtstof wordt opgewerkt en eventueel opnieuw wordt gebruikt, maar dat er niet veel ontwerpen zijn waarbij dit proces als uitgangspunt wordt genomen. De superkritischwaterreactor (SCWR) lijkt (op basis van een erg kleine steekproef van drie ontwerpen) het meest opwerking-compatibel te gaan worden uitgevoerd, maar deze technologie is nog het minst ver ontwikkeld.

Opwerking van bestraalde ThO_2-brandstof is complexer dan het opwerken van bestraalde UO_2-brandstof: zie paragraaf 3.2.2 voor meer informatie.

De bestraalde splijtstof van de benchmarkreactor KCB wordt nu naar de opwerkingsfabriek Orano in La Hague (Frankrijk) gestuurd, en na opwerking worden de residuen (splijtingsproducten, *minor* actiniden) verglaasd. Bij eventuele nieuwe reactoren die niet op het gebruik van MOX zijn ontworpen, kan deze verwerkingsmogelijkheid niet worden gebruikt. In veel gevallen is het wel mogelijk om de geavanceerde drukwaterreactoren (PWR's) zodanig te wijzigen dat ze wel in een opwerkingssysteem inpasbaar worden. Met een dergelijke vergroting van de afvalstromen aan bestraalde splijtstof die opgewerkt zouden moeten worden, zal het waarschijnlijk nodig zijn om nieuwe afspraken met de ketenpartners te maken. Als de bestraalde splijtstof van de nieuwe reactoren niet opgewerkt gaat worden, zal COVRA de opslagfaciliteiten moeten aanpassen (zie paragraaf 4.5.1 en de samenvatting van hoofdstuk 4). Als de nieuwe kerncentrales wel in een systeem inclusief opwerking ingepast moeten worden, moet er ook voldoende capaciteit zijn voor de opwerking van bestraalde splijtstof van nieuwe (grote) kerncentrales.

5.4.2 Operationele afvalstoffen

Voor operationele afvalstromen geldt dat er geen indicatie is dat deze afvalstromen qua eigenschappen noemenswaardig zullen verschillen tussen de benchmarkreactor (KCB, een generatie II-drukwaterreactor) en geavanceerde drukwaterreactoren (PWR's). Er kunnen wel verschillen optreden tussen de benchmarkreactor en geavanceerde kokenwaterreactoren (BWR's), zwaarwaterreactoren (HWR's), of superkritischwaterreactoren (SCWR's). Het gaat hierbij om bijvoorbeeld de filterharsen die worden gebruikt om het koelmiddel te zuiveren. Voor de verscheidene reactorsubcategorieën verschilt het mechanisme of de verdeling waarmee de betreffende stoffen in het koelwater terechtkomen. Eén van de gefilterde radioactieve afvalstromen is koolstof, waarbij C-14 radiologisch de relevante isotoop is. De meest voorkomende vorm van C-14 als afvalstroom uit watergekoelde reactoren is bicarbonaat, gevangen in ionenwisselaarharsen [92]. Deze kan voor geavanceerde reactoren op dezelfde wijze voor opslag of eindberging worden geconditioneerd als bij de benchmarkreactor, maar de activiteitsconcentraties en hoeveelheden kunnen tussen de subcategorieën verschillen. Hierover staat meer in paragraaf 5.5 en 5.6.

5.5 Radioactief afval – radiologische samenstelling

5.5.1 Druk- en kokendwaterreactor (PWR en BWR)

5.5.1.1 Bestraalde splijtstof

Er zijn in het verleden simulatiestudies uitgevoerd om de radiologische samenstelling van bestraalde splijtstof van drukwaterreactoren (PWR's) en kokendwaterreactoren (BWR's) met elkaar te vergelijken (zie [102]). Volgens deze simulaties kennen niet-geavanceerde BWR's bij gelijk vermogen en gelijke burn-up een 10 tot 20 procent lagere opbrengst (in massa) aan *minor* actiniden (behalve curium) in de bestraalde splijtstof dan niet-geavanceerde PWR's. Dit verschil gold niet alleen voor pure UO_2-brandstof, maar ook voor brandstof met 30 procent MOX, en voor 100 procent MOX. Voor de zeer langlevende splijtingsproducten Tc-99 en I-129 in de bestraalde splijtstof gold dat, bij gelijk vermogen en gelijke burn-up, PWR's en BWR's vergelijkbare opbrengst kennen.

Dezelfde verbanden tussen verrijkingsgraad, burn-up, en hoeveelheid bestraalde splijtstof (per $GW_e y$) gelden voor zowel PWR's als BWR's. Deze worden beschreven in paragraaf 3.3. Over de effecten van verschillende burn-up van de gebruikte splijtstof van BWR's is geschreven dat ze kunnen verschillen van die van PWR's. Dit vanwege de aanwezigheid van waterkanalen door de brandstof en randeffecten [103]. Deze effecten spelen zich af op de schaal van de individuele brandstofstaven, en vormen waarschijnlijk een kleine afwijking wanneer we het systeem op de schaal van gehele brandstofelementen beschouwen. Het zou kunnen dat de kwantitatieve uitwerking van hogere burn-up op activiteit in de bestraalde splijtstof voor BWR's anders is dan voor PWR's, maar kwalitatief blijven dezelfde verbanden gelden.

5.5.1.2 Operationele afvalstoffen

Voor wat de operationele afvalstromen van drukwaterreactoren (PWR's) betreft, hebben wij geen aanwijzingen gevonden dat deze qua radiologische samenstelling noemenswaardig zouden verschillen tussen oudere PWR's (de benchmarkreactor) en geavanceerde PWR's.

Over kokendwaterreactoren (BWR's) is wel gerapporteerd dat ze, genormaliseerd per eenheid opgewekte elektriciteit, een iets hogere (~20%) opbrengst hebben aan C-14, dan PWR's [92]. Het gaat hierbij om de orde van 1 tot 2 TBq per $GW_e y$, die uiteindelijk in filters en in een dergelijk volume en massa terechtkomt dat het kwalificeert als laagradioactief afval [92].

5.5.2 Zwaarwaterreactor (HWR)

5.5.2.1 Bestraalde splijtstof

Energieopwekking uit een systeem met thorium levert een lagere activiteitsconcentratie voor langlevende actiniden (*minor* actiniden en plutonium) op in de bestraalde splijtstof. Hoewel er minder *minor* actiniden en plutoniumisotopen in de bestraalde splijtstof van thoriumreactoren te verwachten zijn, komen ze nog wel voor. Dit komt voor een deel doordat in thoriumreactoren altijd een bepaalde mate van splijtstof (U-235, Pu-239) wordt toegevoegd. De concentratie van *minor* actiniden en plutonium is dus afhankelijk van het gehalte van toegevoegde splijtstof (U-235, Pu-239). Bovendien worden er ook

andere actiniden gevormd (zoals U-234 en Pa-231). De veranderde samenstelling heeft gevolgen voor verwerking en beheer. Meer informatie hierover staat in paragraaf 3.2.2.

5.5.2.2 Operationele afvalstoffen
Analoog aan de conventionele drukwaterreactor (PWR) kennen ook zwaarwaterreactoren (HWR) de afvalstroom van ionenharsen die gebruikt worden om het (secundair) koelmiddel te zuiveren van (radioactieve) verontreinigingen. We vonden geen informatie over welke verschillen er in de chemische of radiologische samenstelling van afvalstroom van ionenharsen zijn. Het lijkt ons aannemelijk dat de verschillen in chemische en radiologische samenstelling klein genoeg zijn dat de manier van de afvalstroomverwerking door ionenharsen – cementering en opslag als LMRA – niet zal verschillen tussen de types.

De omvang van de afvalstromen kan tussen de types wel verschillen: over C-14 is in het verleden geschreven dat de CANDU-6 reactor een productie kende van ongeveer twintig maal de productie van PWR's en BWR's, per $GW_e y$ [92]. Voor de CANDU gold dat bijna alle geproduceerde C-14 op filterharsen ingevangen werd, terwijl dit gehalte voor de lichtwaterreactoren veel lager ligt (ongeveer 95% van het C-14 gevormd in het koelwater van de lichtwaterreactoren werd geloosd). Deze afvalstroom moet dus voor CANDU-type reactoren (HWR's met uraniumbrandstof) actiever en qua omvang groter zijn.

5.5.3 Superkritischwaterreactor (SCWR)

5.5.3.1 Bestraalde splijtstof
De activiteit in de bestraalde splijtstof (per $GW_e y$) is naar verwachting voor de superkritischwaterreactor (SCWR) iets lager dan voor een drukwaterreactor (PWR) of kokendwaterreactor (BWR), vanwege het simpele feit dat de thermische efficiëntie van de SCWR hoger is. Volgens de gegevens in de ARIS-database kennen de SCWR-ontwerpen inderdaad een energie-efficiëntie die 5 tot 8 procentpunten hoger ligt dan de hoogste waarde voor de energie-efficiëntie bij PWR's [8].

5.5.3.2 Operationele afvalstoffen
Het IAEA verwacht dat operationeel afval van superkritischwaterreactoren (SCWR's) qua samenstelling vergelijkbaar zal zijn aan afval van andere watergekoelde reactoren [23]. De activiteit (per $GW_e y$) in de verscheidene afvalstromen zal lager moeten uitvallen voor de SCWR, vanwege de hogere thermische efficiëntie.

5.6 Radioactief afval – hoeveelheden

5.6.1 Drukwaterreactor (PWR)

5.6.1.1 Bestraalde splijtstof
Als de voorspelde grotere energie-efficiëntie en langere brandstofcycli van geavanceerde reactoren inderdaad uitblijven, zal de hoeveelheid bestraalde splijtstof per eenheid opgewekte energie vergeleken met oudere reactoren van vergelijkbare omvang niet veel verschillen. Zoals besproken in paragraaf 3.4 is het mogelijk dat een afname in reactorvermogen leidt tot een toename in de hoeveelheid radioactief afval (per $GW_e y$), met name het ontmantelingsafval. Of dit inderdaad het geval is, hangt sterk af van het exacte reactorontwerp. Ondanks de

huidige maatschappelijke aandacht voor kleinere reactoren (SMR's) geeft de ARIS-database geen indicatie dat de hoofdmoot van drukwaterreactorontwerpen (PWR's) uit kleine reactoren bestaat. Wij verwachten dat dit effect geen rol van betekenis gaat spelen.

Voor de geavanceerde PWR's in het algemeen is geschat dat gemiddeld ongeveer 20 ton bestraalde splijtstof wordt geproduceerd per $GW_e y$, met een bijbehorend volume van ongeveer 7 m^3 [104]. Voor deze schatting is de massa van cladding en de structuuronderdelen van brandstofelementen niet meegenomen. Neem je deze wel mee, dan wordt de massa bestraalde splijtstof ongeveer een derde groter (zie paragraaf 4.3). Een opbrengst van 26 ton bestraalde splijtstof per $GW_e y$ komt overeen met de getallen voor de benchmarkreactor (KCB).

Voor de geavanceerde drukwaterreactor (PWR) Olkiluoto-3 is geschat dat de centrale gedurende de zestigjarige operationele periode een opbrengst van 4.069 bestraalde splijtstofelementen zal genereren [105]. Per jaar gaat het om 68 brandstofelementen van elk 735 kg, dus in totaal een massa bestraalde splijtstof (inclusief cladding en de structuuronderdelen van brandstofelementen) van 50 ton per jaar. Met een reactorvermogen van 1.600 MW_e is de massabestraalde splijtstof voor deze reactor dus geschat op 31 ton bestraalde splijtstof per $GW_e y$, en daarmee wat hoger dan zowel de benchmarkreactor, als de algemene schattingen voor geavanceerde PWR's.

5.6.1.2 Operationele afvalstoffen

Er zijn schattingen gemaakt voor hoeveelheid overig operationeel afval voor de moderne drukwaterreactor (PWR) die gebouwd wordt bij Hinkley Point C in het Verenigd Koninkrijk [106]. Hinkley Point C betreft een reactor van het model EPR, welke geldt als geavanceerde PWR in de ARIS-database. Hinkley Point C heeft een gepland elektrisch vermogen van 3.260 MW, geleverd door twee reactoreenheden. De geschatte omvang aan operationele afvalstoffen wordt verdeeld in 20 m^3/jaar ILW en 150 m^3/jaar LLW. ILW bestaat voor deze schatting uit:

- filters gebruikt voor het filteren van koelmiddel (10 m^3/jaar);
- ionenwisselaarharsen voor het zuiveren van koelmiddel (6 m^3/jaar);
- *sludge* met metaaldeeltjes uit watertanks (2 m^3/jaar);
- heterogene afvalstromen van kleine metalen, plastic of stoffen objecten (bijvoorbeeld werkkleding), die besmet worden bij routine- of onderhoudshandelingen (2 m^3/jaar).

Voor de ILW-stromen wordt ingeschat dat ze in relatief korte tijd (een tijdschaal van enkele decennia of minder) vervallen tot LLW.

LLW-stromen van 1 m^3 per jaar of groter bestaan bij deze schatting uit:

- filterharsen van het secundaire circuit (15 m^3/jaar);
- *sludge* met metaaldeeltjes uit watertanks (1 m^3/jaar);
- HEPA-filters van lucht- en waterfiltering uit gecontroleerde zones van de faciliteit (8 m^3/jaar);
- olie uit koelmiddelpompen plus overige besmette vloeistoffen (4 m^3/jaar);
- besmette metalen onderdelen vrijgekomen bij onderhoud (12 m^3/jaar);

- heterogene afvalstromen van kleine metalen, plastic of stoffen objecten (bijvoorbeeld werkkleding) die besmet worden bij routine- of onderhoudshandelingen (100 m^3/jaar).

Van deze laatste categorie wordt verwacht dat zo'n driekwart verbrand kan worden. Niet genoemd is in hoeverre de activiteit in de vorm van as (en daarmee eventueel geconcentreerd) zal achterblijven, en in welke vorm deze verder verwerkt gaat worden.

Het is lastig om de bovenstaande geschatte hoeveelheden te vergelijken met de hoeveelheden voor de benchmarkreactor (zie paragraaf 4.7.2 en 4.7.3). Er is namelijk niet voor alle afvalstromen bij Hinkley Point C voorzien in de mogelijkheid om volumes om te rekenen naar massa's/volumes geconditioneerd afval (dat wil voor de meeste stromen zeggen: inclusief beton). De verdunningsfactor bij conditionering van de ILW-afvalstromen bij Hinkley Point C is gegeven en varieert tussen 2 en 3. Van het LLW is een deel bestemd voor verbranding, een ander deel wordt samengeperst. Het volume van deze afvalstromen zal dus na verwerking in bepaalde mate afnemen. We vatten deze stellingen (conservatief) samen tot de aanname dat de afvalstroom-volumes na verwerking ongeveer gelijk zullen zijn aan de afvalstroom-volumes voor verwerking. Zo komen we uit op een volume aan geconditioneerd afval van ongeveer 50 m^3 per $GW_e y$. Dat is ongeveer de helft van het volume van operationeel afval van de benchmarkreactor. De verwerkingsmethode heeft hierbij uiteraard grote invloed op het uiteindelijke afvalvolume.

Er bestaan wel schattingen voor de volumes aan geconditioneerd operationeel afval van de geavanceerde drukwaterreactor (PWR) Olkiluoto-3, gegeven in de corresponderende vergunningaanvraag [105]. Olkiluoto-3 is net als Hinkley Point C een reactor van het ontwerp EPR [107]. Het elektrisch vermogen van Olkiluoto-3 is 1.600 MW_e, en de jaarlijkse opbrengst aan operationeel afval is 50 tot 100 m^3. Voor deze reactor komen we dan uit op een volume aan geconditioneerd afval van 30 tot 60 m^3 per $GW_e y$, wat overeen komt met onze schatting voor Hinkley Point C. De getallen voor KCB, Hinkley Point C, en Olkiluoto-3 zijn samengevat in Tabel 5.1.

Deze voorspellingen vallen lager uit dan de verwachting van COVRA. In het Masterplan 2050 neemt COVRA aan dat de afvalstroom 'operationeel' voor geavanceerde druk- en kokendwaterreactoren in omvang vergelijkbaar is aan die van de benchmarkreactor, wanneer geschaald voor vermogen [41] (zie ook paragraaf 3.4). Wanneer er meer empirische cijfers verschijnen over de daadwerkelijke opbrengst van de operationele fase van deze nieuwe reactoren zal duidelijk worden welke van de voorspellingen betrouwbaarder is geweest. Voor dit rapport concluderen wij dat er indicatie is dat de opbrengst van operationeel afval (inclusief afval dat ontstaat bij het zuiveren van koelmiddel) voor geavanceerde drukwaterreactoren (PWR's) ongeveer een factor 2 lager kan uitvallen dan voor de benchmarkreactor.

Tabel 5.1 Omvang van LMRA-afvalstromen voor enkele PWR's, samengevat. Aangenomen is dat het volume afval schaalt met het reactorvermogen.

Reactor	**Beschrijving**	**m^3 per GW_ey, vóór verwerking**	**m^3 per GW_ey, na verwerking**
KCB (482 MW_e)	Het volume LMRA is 50 m^3/jaar. Dit is gecementeerd of geperst. Zie hoofdstuk 4.	Geen gegevens	~100
Hinkley Point C (3260 MW_e)	Het volume is 20 m^3/jaar ILW en 150 m^3/jaar LLW, totaal 170 m^3/jaar. Dit is het volume van het afval *voor* verwerking (cementeren en/of persen).	~ 50	(geschat: ~50)
Olkiluoto 3 (1600 MW_e)	Het volume LMRA is 50-100 m^3 per jaar, inclusief verpakking.	Geen gegevens	~30 - 60

5.6.2 Kokendwaterreactor (BWR)

5.6.2.1 Bestraalde splijtstof

In de Verenigde Staten is tot aan 2012 grofweg twee keer zoveel massa aan zware metalen (bestraalde splijtstof) afkomstig van drukwaterreactoren (PWR's), vergeleken met kokendwaterreactoren (BWR's) [68]. Op dit moment zijn er ook grofweg twee keer zoveel PWR's als BWR's in Amerika operationeel [108]. De massa bestraalde splijtstof is gemiddeld per reactor tussen beide types tot in Generatie III dus vergelijkbaar geweest. Ook tussen geavanceerde BWR's en geavanceerde PWR's wordt de massa per GW_ey als vergelijkbaar verwacht [104]. Het volume van de bestraalde splijtstof is echter wel groter bij BWR's, met ongeveer 10,5 m^3 per GW_ey [104].

5.6.2.2 Operationele afvalstoffen

Ook kokendwaterreactoren (BWR's) kennen de toepassing van ionenharsen om het koelmiddel van (radioactieve) besmettingen te zuiveren, zoals eerder beschreven in paragraaf 4.5.2. Voor reactoren van generatie III en eerder is gerapporteerd door het IAEA dat kokendwaterreactoren tot een factor drie à vijf grotere afvalstromen van dit type kennen dan drukwaterreactoren ([89], Tabel 1.2). Zoals genoemd in paragraaf 5.6.1.2 wordt voor de 3.260 MW_e drukwaterreactor (PWR) Hinkley Point C 6 m^3/jaar filterharsen verwacht. Voor een BWR met gelijk vermogen geeft dit een afvalstroom van 18-30 m^3/jaar. Tegelijk verwachten we geen harsen uit het secundaire circuit (wat een BWR immers niet heeft), voor Hinkley Point C 15 m^3/jaar. Al met al is de omvang van de ILW-afvalstroom voor een BWR dus iets groter, en de LLW-afvalstroom dus iets kleiner voor een BWR dan een PWR.

De grotere hoeveelheid harsen in het primaire circuit van een kokendwaterreactor is nodig voor het reinigen van het condensaat dat ontstaat nadat de stoom door de turbine is gegaan. Bij een kokendwaterreactor (BWR) is – in tegenstelling tot bij een drukwaterreactor (PWR) – het water dat tot stoom wordt verhit en

vervolgens de turbine aandrijft hetzelfde water als dat direct in aanraking komt met de reactorkern om deze te koelen (het koelmiddel). Hierdoor ligt het voor de hand dat meer (radioactieve) verontreinigingen in het condensaat terechtkomen. Ook voor de geavanceerde kokendwaterreactoren uit de ARIS-database geldt dat zij met een zogenaamde 'direct cycle' werken. (Dat wil zeggen dat er in de reactorkern stoom wordt gemaakt, en deze direct naar de turbine wordt gevoerd.)

We vonden geen informatie voor de omvang van de stroom overig operationeel afval voor geavanceerde BWR's. Een voor de hand liggende eerste benadering is om deze vergelijkbaar te schatten aan dezelfde afvalstroom voor geavanceerde PWR's met hetzelfde vermogen. De totale omvang van de afvalstroom 'operationeel afval' is naar verwachting voor een PWR en BWR dus vergelijkbaar.

5.6.3 Zwaarwaterreactor (HWR)

5.6.3.1 Bestraalde splijtstof

OECD/NEA rapporteert voor de CANDU-type-ontwerpen dat ze een groter volume aan bestraalde splijtstof als afval produceren, per $GW_e y$ [63]. Dit is het gevolg van een aantal eigenschappen van zwaarwaterreactoren, waaronder hun kortere brandstofcyclus en een lagere burn-up (die een natuurlijke samenhang heeft met het gebruik van niet-verrijkt uranium). Het verschil is significant; Price *et al*. [104] rapporteren een driemaal groter volume en tot achtmaal hogere massa aan bestraalde splijtstof per $GW_e y$ voor (hogedruk-) zwaarwaterreactoren, (P)HWR's, in vergelijking met drukwaterreactoren (PWR's). Dit is ook te begrijpen als het effect van de lagere verrijking van brandstof bij HWR's. Er zal een veel groter deel van de brandstof meegenomen worden als 'bestraalde splijtstof', waar hetzelfde materiaal bij bijvoorbeeld PWR's eerder werd gescheiden van de brandstof, en als verarmd uranium in een afvalstroom terechtkwam die voor dit rapport buiten scope is gelaten (de *front-end*).

5.6.3.2 Operationele afvalstoffen

In reactoren van generatie III en eerder gold dat de omvang van afvalstroom door harsen die condensaat reinigen bij zwaarwaterreactoren (HWR's) (draaiend op uraniumbrandstof) vergelijkbaar was met die van een conventionele drukwaterreactor ([89], Tabel 1.2). We vonden geen informatie over eventuele verschillen tussen uranium- en thoriumreactoren in aard en omvang van afvalstromen door filterharsen.

Voor wat betreft overig operationeel afval: laag- en middelactief afval van een reactor die op thorium draait, zal van een vergelijkbaar volume zijn als het laag- en middelactief afval van een conventionele (draaiend op uranium) drukwaterreactor (PWR) van dezelfde grootte [23]. Hoewel we hierover geen expliciete informatie vonden, ligt het voor de hand om dan aan te nemen dat ook het laag-en middelactief afval van een geavanceerde HWR die op uraniumbrandstof draait een vergelijkbaar volume zal kennen.

5.6.4 Superkritischwaterreactor (SCWR)

5.6.4.1 Bestraalde splijtstof

Price *et al.* (2021) [104] rapporteren voor de thermische superkritischwaterreactor (SCWR) een massa per $GW_e y$ bestraalde splijtstof die ongeveer 40 procent kleiner is dan die van drukwaterreactoren (PWR's), met een corresponderend volume van ongeveer 19 m^3 per $GW_e y$. Dit getal is aanmerkelijk groter dan het corresponderende getal voor de geavanceerde PWR (7 m^3 per $GW_e y$). Het verschil is te verklaren doordat het voor deze schattingen gebruikte volume voor SCWR-brandstofelementen met ongeveer dezelfde factor verschil groter (in volume) is uitgevoerd, met een vergelijkbare massa aan splijtstof. De dichtheid van de SCWR-brandstofelementen is dus duidelijk lager.

5.6.4.2 Operationele afvalstoffen

Omdat de superkritischwaterreactor (SCWR) een variant op de kokendwaterreactor (BWR) is, is het aannemelijk dat een grotere omvang van de afvalstroom door harsen, gebruikt om condensaat te reinigen, zoals bij de BWR ook van toepassing is voor de SCWR.

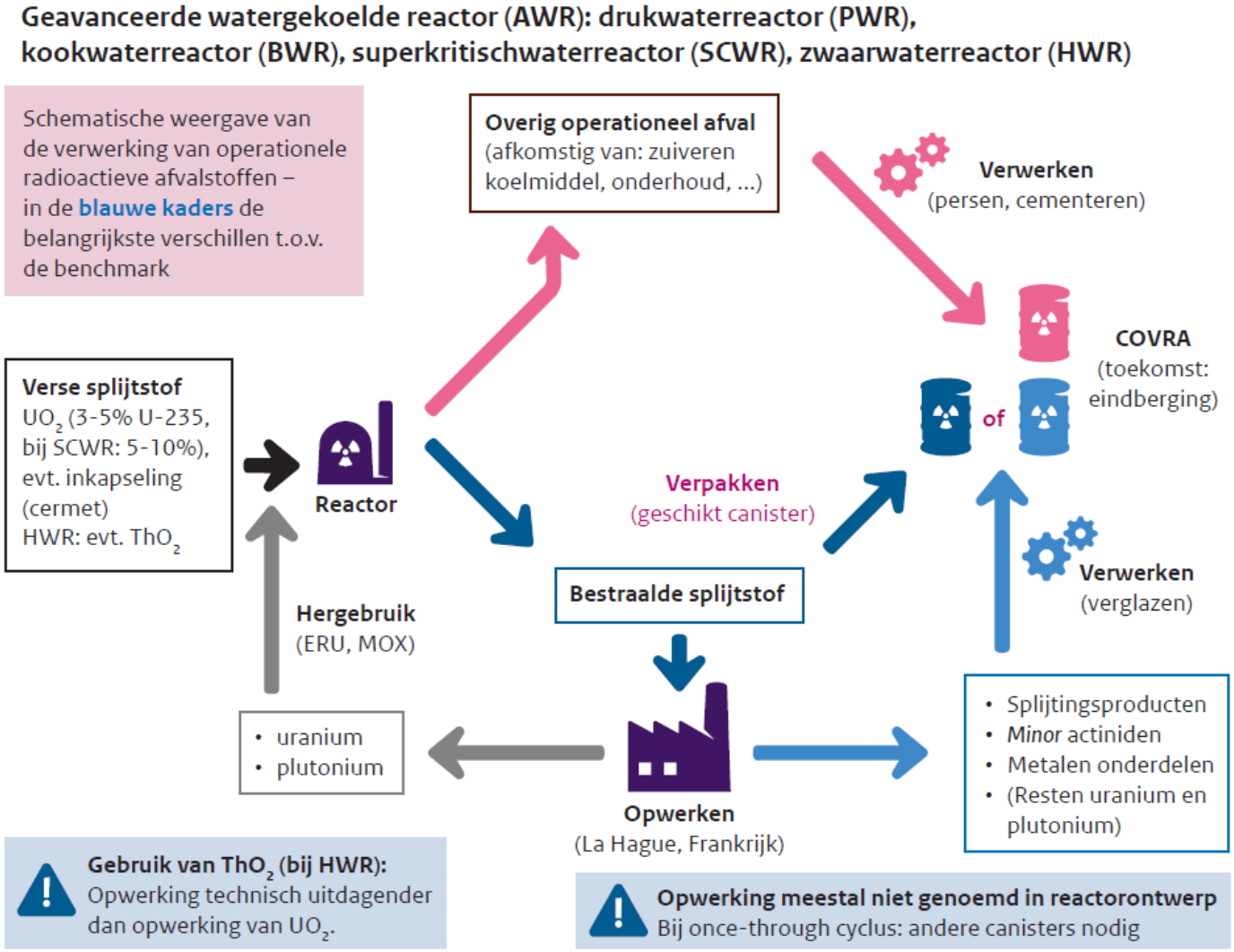
We vonden geen informatie over de omvang van de stroom door overig operationeel afval voor SCWR's. Een voor de hand liggende eerste benadering is om deze vergelijkbaar te schatten aan dezelfde afvalstroom voor geavanceerde BWR's met hetzelfde vermogen. De SCWR heeft een hogere thermische efficiëntie dan de PWR. Daarom verwachten wij dat de omvang van de afvalstroom per $GW_e y$ lager zal zijn voor de SCWR dan voor de PWR.

5.7 Bijzonderheden voor afvalbeleid

1. Geavanceerde druk- en kokendwaterreactoren (PWR, BWR) lijken wat betreft bestraalde splijtstof (omvang en samenstelling) op de benchmarkreactor (drukwaterreactor kerncentrale Borssele).
2. Zwaarwaterreactoren (HWR) die thorium gebruiken, leveren bestraalde splijtstof met andere radiologische samenstelling dan die van geavanceerde watergekoelde reactoren met uraniumbrandstof. Wanneer thorium gebruikt wordt, zal de afvalstroom 'bestraalde splijtstof' minder *minor* actiniden bevatten, maar wel andere langlevende splijting- of vervalproducten. Sommige hiervan zijn uniek voor deze brandstofsoort en hebben gevolgen voor beheer (zo is opwerking complexer).
3. Een zwaarwaterreactor (HWR) geeft een grotere hoeveelheid bestraalde splijtstof per $GW_e y$, vanwege de lage verrijking en lagere burn-up. (Let op: in reactoren met hoger verrijkte brandstof ontstaat een grotere afvalstroom aan de front-end).
4. De hoeveelheid van filters afkomstig radioactief afval is voor kokendwaterreactor (BWR) 3-5x zo groot als voor een drukwaterreactor (PWR). Voor de overige ontwerpen is de omvang onbekend.
5. Schattingen voor moderne drukwaterreactoren (PWR's) geven een indicatie dat de hoeveelheid operationeel afval tot een factor 2 lager kan zijn dan van de benchmarkreactor, per $GW_e y$.

6. Superkritischwaterreactor (SCWR): door de hoge efficiëntie wordt minder afval per $GW_e y$ verwacht – zowel bestraalde splijtstof als operationeel afval.
7. De meeste geavanceerde watergekoelde reactoren zijn niet ontworpen op opwerking. Het toepassen van een *once-through* splijtstofcyclus voor nieuwe reactoren in Nederland zou belangrijke veranderingen in het beleid tot gevolg hebben. Als wél voor opwerking wordt gekozen, is de aanwezigheid van voldoende opwerkingscapaciteit een aandachtspunt.

Figuur 5.3 Schematische weergave van de verwerking van operationele radioactieve afvalstoffen van de geavanceerde watergekoelde reactor (AWR). ERU (Enriched Reprocessed Uranium) en MOX (Mixed Oxide) zijn vormen van opgewerkte brandstof. COVRA (Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval) is het bedrijf dat verantwoordelijk is voor de opslag van radioactief afval in Nederland.



6 Gasgekoelde reactor

6.1 Inleiding

Gasgekoelde reactoren werden in het verleden al ontwikkeld in onder meer het Verenigd Koninkrijk. Ook in onder andere Amerika, Duitsland, en Rusland zijn reactoren gebouwd en gebruikt. De meeste van deze reactoren zijn inmiddels ontmanteld. Op dit moment zijn in China en Japan geavanceerde gasgekoelde reactoren in bedrijf, van drie verschillende ontwerpen (waarbij twee van die drie schaalvariaties zijn van hetzelfde ontwerp) [8].

Een voordeel van gasgekoelde reactoren is dat ze op hogere temperatuur werken dan watergekoelde reactoren. Dit komt de efficiëntie van de energieomzetting naar elektriciteit ten goede. Het verschil ligt grofweg tussen een efficiëntie van ongeveer 45 procent voor gasgekoelde reactoren, versus ongeveer 35 procent voor lichtwaterreactoren [8]. Ook zijn de gasgekoelde reactoren vanwege de hoge temperatuur aantrekkelijk voor cogeneratie van hitte voor industriële processen en bijvoorbeeld de productie van waterstof [109].

De naamgevende eigenschap – gasgekoeld – verraadt al dat het koelmiddel een gas zal zijn. Dit hangt samen met de hoge temperatuur van de reactor. In het verleden (bij de Britse MAGNOX-centrales) werd hiervoor CO_2 gebruikt. Voor alle geavanceerde ontwerpen (behalve 1: de Japanse KAMADO) wordt echter uitgegaan van helium (He) [8].

Gasgekoelde reactoren zijn op verschillende wijzen verder in te delen. Het IAEA en het Generation IV International Forum doen dit volgens de verdeling tussen een snel en een thermisch neutronenspectrum: zo zijn er de *gas-cooled fast reactor* (GFR, gasgekoelde snelle reactor) en zogenaamde *Very High Temperature Reactor* (VHTR, het generatie IV-model van de *high-temperature gas-cooled reactor* HTGR). De VHTR kent een thermisch neutronenspectrum.

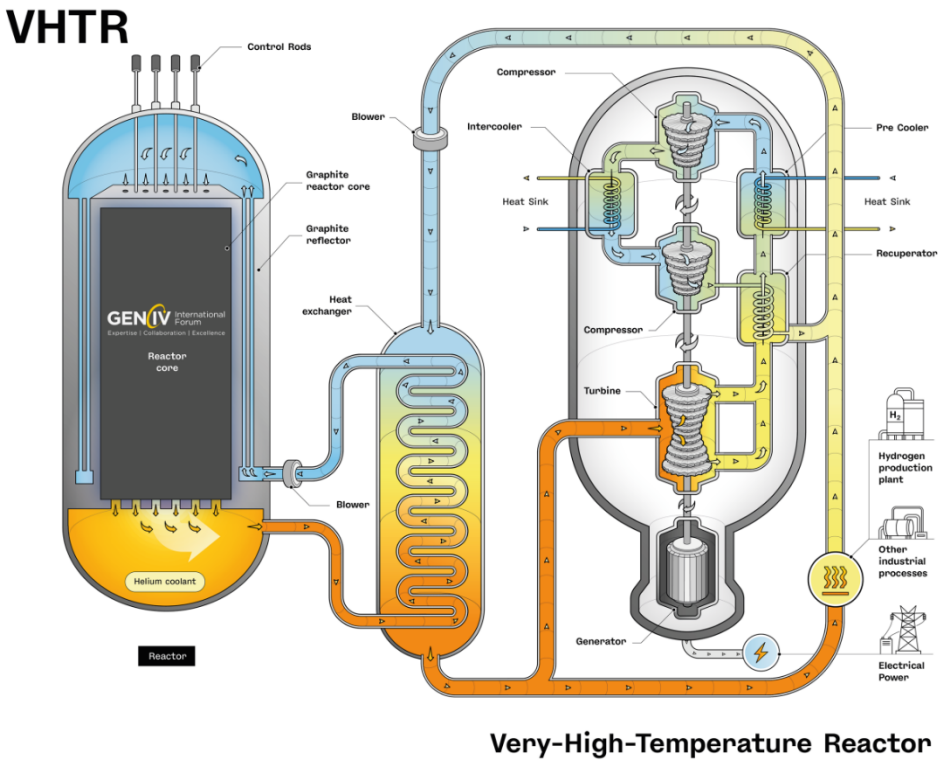
Er zijn 23 gasgekoelde geavanceerde reactorontwerpen beschikbaar in de ARIS-database van het IAEA. Hiervan zijn er vier snelle reactoren (GFR), en de rest thermische (of VHTR). Van deze laatste groep gebruiken alle ontwerpen grafiet als moderator, behalve één (de Amerikaanse Pylon D1). Van de 23 geavanceerde gasgekoelde reactorontwerpen zijn er 11 met een thermisch vermogen van onder de 100 MW_{th}. De grotere ontwerpen concentreren zich rond een waarde van 500 à 600 MW_{th}. Een van de ontwerpen van 500 MW_{th} is in bedrijf in China: de HTR-PM.

6.2 Werkingsprincipe

Het werkingsprincipe hangt af van het doel van de reactor. Bij een directe cyclus wordt het heliumgas in de reactorkern opgewarmd, en drijft het een turbine aan. Bij een indirecte cyclus wordt er een scheiding gemaakt tussen het primaire koelmiddel (heliumgas) en een secundair systeem met een zogenaamde ‘intermediate heat exchanger’. De werking met directe cyclus is geschikt voor een faciliteit die enkel

bedoeld is om elektriciteit op te wekken. Er kan gekozen worden voor een reactor met een secundair systeem wanneer de faciliteit wat betreft de toepassing flexibel moet zijn [109]. Dit laatste zou het geval zijn bij de wens dat de reactor in staat is tot bijvoorbeeld zowel het opwekken van elektriciteit, als van proceswarmte voor industrie of waterstofproductie.

Figuur 6.1 Schematische weergave van een thermische gasgekoelde reactor (very high temperature reactor, VHTR). Figuur van Generation IV International Forum [95].



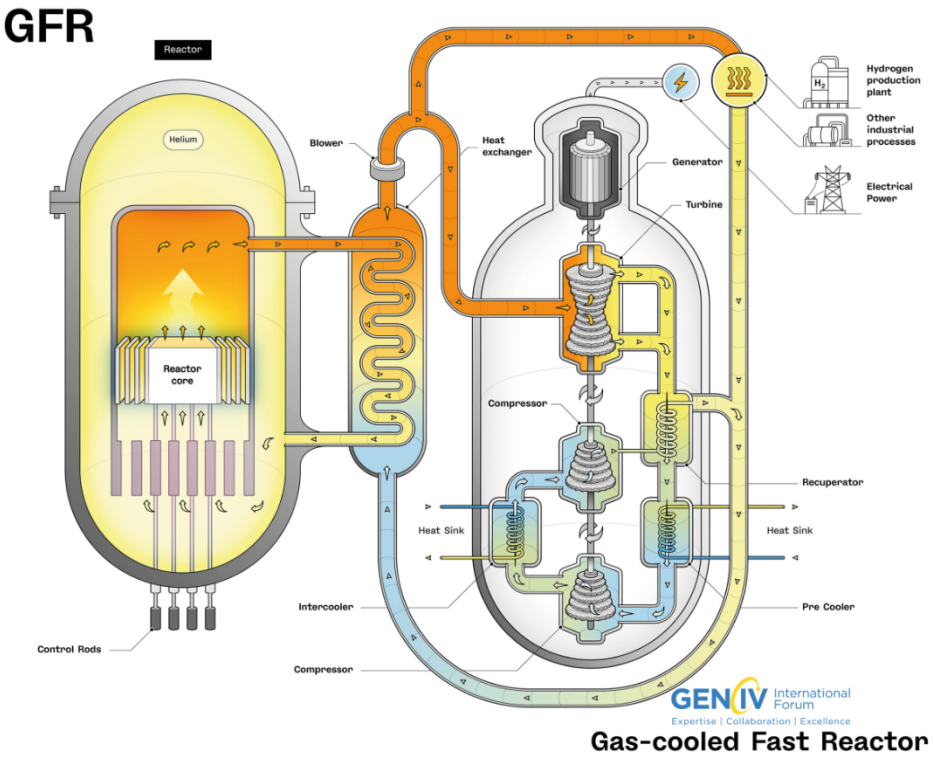
De twee relevante werkingsprincipes bij hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) verschillen in hoe de brandstof in de reactor wordt gebruikt. De brandstof bestaat uit kleine bolletjes (TRISO-deeltjes, zie paragraaf 6.3, hieronder), die op hun beurt weer worden verwerkt in twee verschillende configuraties. Eén daarvan houdt in dat de TRISO-deeltjes, met ongeveer 15.000 tegelijk, worden verwerkt in weer grotere bollen (formaat honkbal). Het tussenliggende materiaal (de 'matrix') is grafiet. Deze grotere bollen worden 'pebbles' genoemd, waar de 'pebble-bed' (in het Nederlands soms *kogelbed*-) reactor naar genoemd is. In de pebble-bed-configuratie liggen deze pebbles los in de reactorkern.

De andere configuratie bij hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) is het zogeheten 'prismatic block' (schematisch weergegeven in Figuur 6.1). Dit ontwerp kent een structuurelement, gemaakt van grafiet, dat conceptueel te vergelijken is met de structuur van een klassiek(e) splijtstofelement(houder), zoals je ze in lichtwaterreactoren treft. Deze structuur houdt de brandstofelementen in kolommen,

bestaande uit stapels van brandstof-aggregaten met een ‘pellet-achtige’ vorm. Deze pellets bevatten op hun beurt weer de TRISO-deeltjes, verpakt in een grafietmatrix [110].

De brandstof wordt in het geval van de pebble-bed-reactor continu door de reactor heen gecycleerd, tot de brandstof uitgeput is. Hierna wordt de brandstof uit de reactor gehaald.

Figuur 6.2 Schematische weergave van een snelle gasgekoelde reactor (gas-cooled fast reactor, GFR). Figuur van Generation IV International Forum [95].



Bij de gasgekoelde snelle reactor (GFR) (schematisch weergegeven in Figuur 6.2) is minder gedetailleerd geschreven over werkingsprincipe of brandstof. GFR’s worden beschreven als een technologie die bepaalde voordelen van hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR’s) en metaalgekoelde reactoren combineert, maar waar de ontwikkeling nog meer afhankelijkheden kent en meer stappen nodig heeft [111]. Toekomstige doorbraken in ontwerp en ontwikkeling van VHTR’s en metaalgekoelde reactoren moeten dan naar de ontwikkeling van de GFR vertaalbaar kunnen worden gemaakt. Tussen de regels door is hieruit te begrijpen dat de GFR qua ontwikkeling niet zover is als de VHTR, en dat er nog veel tijd nodig is om op hetzelfde niveau te komen. Ter illustratie: voor de ALLEGRO-reactor in 2011 is bijvoorbeeld beschreven dat de initiële uitvoering van de reactorkern vergelijkbaar zal zijn aan die van een ‘conventionele natriumgekoelde snelle reactorkern’ [111], waarmee de eerste uitvoering van de ALLEGRO-reactor wordt ontworpen op het gebruik van MOX-brandstof, en geen TRISO [112, 113]. De beperkte ontwikkeling van deze reactorcategorie heeft ook zijn weerslag

op de beschikbare informatie over de technologie, de brandstof, en de bijbehorende afvalstromen.

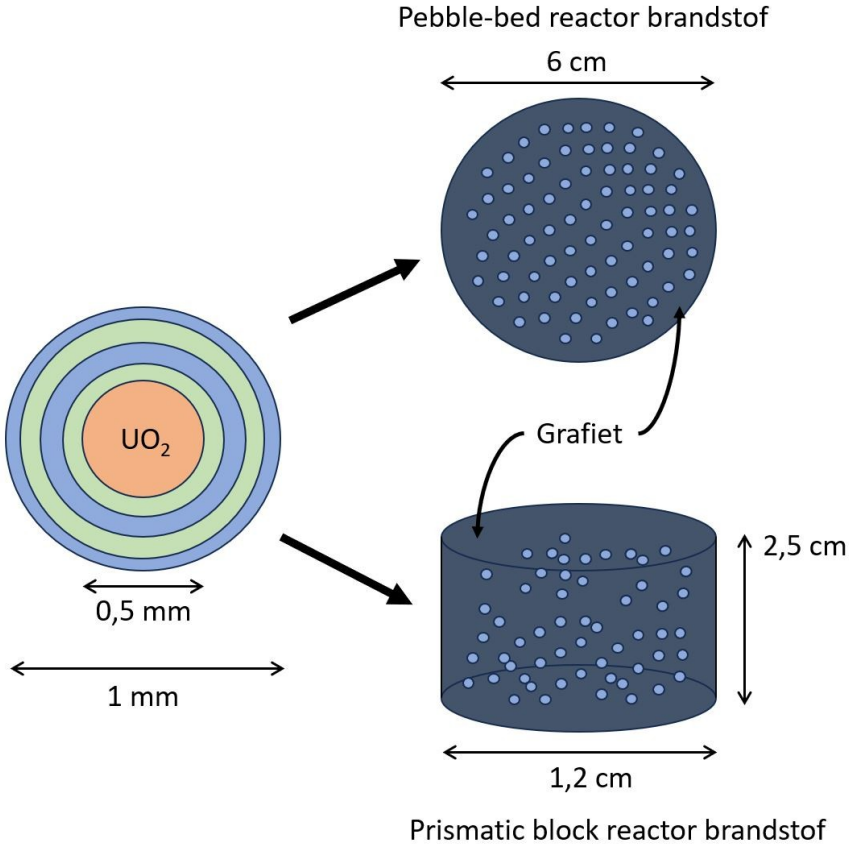
6.3 Brandstof

Voor 21 van de 23 ontwerpen van geavanceerde gasgekoelde reactoren geldt dat ze ontworpen zijn op het gebruiken van zogenaamde TRISO-brandstof. De andere twee ontwerpen betreffen snelle reactoren die zijn ontworpen om te draaien op UO_2 en/of MOX: de ALLEGRO en de KAMADO [112, 114].

TRISO staat voor tri-structural isotropic en is eigenlijk een eigenschap van de brandstof*cladding*, en niet van de splijtstof. Een TRISO-deeltje is namelijk een bolletje (doorsnede 1 mm) waar een bolletje splijtstof (diameter ca. 0,5 mm) in het midden zit, omringd door afwisselend een laag poreus grafiet, dan een laag pyrolitisch grafiet, daarna een laag siliciumcarbide (SiC), en dan weer een laag pyrolitisch grafiet. De lagen hebben verschillende functies, maar vooral het SiC is bedoeld om de splijtstof en splijtingsproducten hermetisch in te sluiten. De insluiting moet gegarandeerd blijven tot een extreem hoge temperatuur. De splijtstof in het midden kan uit uranium of MOX bestaan, en in zowel oxide- als carbidevorm [8]. Van de 21 ontwerpen in de ARIS-database die op het gebruik van TRISO-brandstof zijn ontworpen, zijn er twee die het gebruik van TRISO-MOX voorzien, zeven die een vorm van carbidebrandstof in de TRISO-deeltjes voorzien (UC of UCO), en twaalf die TRISO-UO_2 zullen gebruiken.

TRISO-brandstof wordt bij de hoge temperatuur gasgekoelde reactor (VHTR) voorzien van een ‘matrix’. Deze bestaat uit grafiet en omhult de brandstofdeeltjes (de TRISO-deeltjes) in het geval van zowel pebble-bed- als prismatic-block-reactorconfiguraties. Dit grafiet is geen onderdeel van de TRISO-deeltjes en vervult de rol van moderator. Uitgaande van een pebble-diameter van 6 cm [5], een TRISO-diameter van ongeveer 1 mm [5], en 15.000 TRISO-deeltjes per pebble (verschillende bronnen noemen 10.000 tot 20.000 TRISO-deeltjes per pebble) is het volume-aandeel van TRISO-deeltjes per pebble ongeveer 7 procent. Als we alleen met de splijtstofkern rekenen (diameter ongeveer 0,5 mm [5]), is het volume-aandeel van splijtstofkernen in de pebble ongeveer 1 procent. In massa gerekend, geldt dat de splijtstof 0,2 procent vertegenwoordigt, de SiC 0,3 procent, en de rest koolstof betreft in één of andere vorm (waaronder grafiet) [115]. Deze verhoudingen hebben gevolgen voor de omvang van de corresponderende afvalstromen – zie paragraaf 6.7. Een schematische weergave van TRISO-deeltjes en de brandstofvormen voor pebble-bed- en prismatic-block-reactoren staat in Figuur 6.3.

Figuur 6.3 Schematische weergave van TRISO-deeltjes en de brandstofvormen voor pebble-bed- en prismatic-block-reactoren.



De gasgekoelde snelle reactor (GFR) heeft geen moderator en in de ontwerpen waarbij TRISO-brandstof wordt gebruikt, is dit dus zonder de grafietmatrix. Over de vorm van de brandstof is weinig eenduidig geschreven. In context van ontwikkeling van de ALLEGRO-reactor is geschreven dat de uiteindelijke 'representatieve GFR reactorkern' zou moeten bestaan uit keramische brandstofplaatjes of 'pins' die in afgesloten, keramische zeshoekige buizen worden verzameld [111]. Ook over de matrix rond de brandstof wordt geschreven over een niet nader gespecificeerd keramisch materiaal.

Het IAEA noemt naast de TRISO-brandstof ook een veelbelovende vorm van thoriumbrandstof in een TRISO-achtige samenstelling voor hoge temperatuur gasgekoelde reactorontwerpen (VHTR's) [23]. In de ARIS-database zijn geen ontwerpen te vinden die in hun ontwerpspecificaties aangeven dergelijke brandstof te willen gebruiken. Daarmee laten we deze optie voor het vervolg van dit rapport buiten beschouwing.

De brandstof voor gasgekoelde reactoren is in de regel hoger verrijkt, dan die gebruikt wordt bij watergekoelde reactoren. De ARIS-database geeft voor vier ontwerpen gasgekoelde reactoren geen verrijkingsgraad. Er is één ontwerp met een verrijkingsgraad van minder dan 5 procent, er zijn zeven met een verrijkingsgraad tussen de 5 en 10 procent, en er zijn dertien ontwerpen met een verrijkingsgraad tussen de 10 en 20

procent. Zoals beschreven in paragraaf 3.3 werkt een hogere verrijkingsgraad een hogere burn-up in de hand. Dit heeft gevolgen voor de te verwachten afvalstroom door bestraalde splijtstof (zowel de samenstelling als de omvang, in massa en volume per $GW_e y$).

6.4 Koelmiddel

Het heliumgas dat voor de gasgekoelde reactoren de rol van koelmiddel heeft, wordt verontreinigd door radioactieve isotopen die uit de brandstof (splijtings- of corrosieproducten) komen, of die geactiveerd zijn door neutronen (onder meer de sporenelementen die in het koelmiddel zitten) [42]. Het Generatie-IV International Forum noemt de inertie van helium als voordeel; het zou corrosie door koelmiddel zelfs op hoge temperaturen moeten voorkomen [116]. Niettemin kan het koelmiddel wel een bepaalde concentratie van geactiveerd materiaal gaan bevatten, met name bij hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's), waar het afkomstig is van grafietstof dat door botsingen tussen pebbles is losgemaakt [38]. Deze afvalstroom wordt nader beschreven onder de 'overige operationele afvalstoffen'.

6.5 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking

Radioactief afval van gasgekoelde reactoren bestaat voor een deel uit afvalstromen die verschijnen voor beide subcategorieën (gasgekoelde snelle reactor en hoge temperatuur gasgekoelde reactor, GFR en VHTR), en voor een deel uit verschillende. De overwegingen die gelden voor de gedeelde afvalstromen zijn beschreven in de paragrafen onder 6.5.1. De afvalstromen die uniek zijn per subcategorie (GFR of VHTR) zijn beschreven in paragraaf 6.5.2 (GFR) en paragraaf 6.5.3 (VHTR).

6.5.1 Gasgekoelde reactor (algemeen)

6.5.1.1 Bestraalde splijtstof

Bestraalde splijtstof van zowel gasgekoelde snelle reactoren (GFR's) als hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) zit ingesloten in TRISO-deeltjes. Het betreft hiermee een chemisch inerte vorm, die in principe niet geconditioneerd hoeft te worden voor opslag. Voor de VHTR is beschreven dat opslag in (koperen) Castor-containers geschikt zou zijn [117]. Dit geldt waarschijnlijk dus ook voor de bestraalde splijtstof van GFR's.

6.5.1.2 Opwerking

Om opwerking van bestraalde TRISO-brandstof mogelijk te maken, moet de kern van de TRISO-deeltjes toegankelijk worden gemaakt voor chemische en fysische processen. Zoals ook beschreven in paragraaf 6.7, zijn de benodigde technologische processen nog niet zover ontwikkeld dat deze op commerciële of industriële schaal zijn toe te passen. Verreweg de meeste reactorontwerpen in ook de gasgekoelde categorie worden ontworpen op een *once-through* splijtstofcyclus [8]. Vraag naar (kostbare) verdere ontwikkeling van de technologie ligt daarmee niet voor de hand.

In het geval van de pebble-bed-reactor klinkt opwerking minder voor de hand liggend. Als de brandstof zo vaak door de reactor wordt gecycleerd tot het splijtbare materiaal op is, is opwerking eigenlijk gereduceerd tot het scheiden van de bestraalde brandstof in bijvoorbeeld korter en

langer levende bestanddelen. In de praktijk is er geen volledige opbranding en blijft er altijd splijtbaar materiaal in de brandstof achter. Er wordt gerapporteerd over gehaltes die zakken van zo'n 20 procent naar een orde van 5 procent U-235 na acht cycli door de reactor [118]). Dit verrijkingsniveau is vergelijkbaar met dat van de brandstof in een drukwaterreactor (PWR) zoals kerncentrale Borssele (zie ook paragraaf 4.3). Daarmee is dit materiaal mogelijk via opwerking en scheiding van de splijtingsproducten nuttig te gebruiken. Of de opwerking rendabel wordt, is echter een vraag waar economische overwegingen en industriële capaciteit een belangrijke rol zullen spelen – nog afgezien van de uitdagingen rondom het scheiden van de TRISO-deeltjes die in de nabije toekomst een rol zullen blijven spelen.

De vraag rijst of dergelijke opwerking met het oog op afvalbeheer zinvol is: de lagen van de TRISO-deeltjes zijn immers ontwikkeld om splijtingsproducten en actiniden in te sluiten. Splijtingsproducten en actiniden zijn de langlevende risicovolle stoffen, die we willen isoleren van de leefomgeving, ook tijdens afvalopslag en eindberging. De insluiting van deze stoffen draagt bij aan een verminderde 'peak dose rate' door TRISO-brandstof in eindberging. Deze wordt tot vier orden van grootte lager geschat dan voor bestraalde splijtstof van een PWR onder dezelfde omstandigheden [48]. De duurzame integriteit van de TRISO-insluiting wordt hierbij als minder beperkend gezien voor de veiligheid van de opslag in de eindberging, dan de duurzaamheid van de integriteit van de grafietmatrix [119]. De combinatie van de verbeterde veiligheid en de economische uitdagingen maken de ontwikkeling van een grootschalige industrie om opwerking van bestraalde TRISO-brandstof mogelijk te maken niet voor de hand liggend.

Scheiding van de TRISO-deeltjes van de grafietmatrix lijkt veelbelovender en heeft een directere uitwerking op vermindering van afvalstromen van bestraalde brandstof (in volume en massa). Daarvoor in de plaats komt wel dat een afvalstroom van grote omvang van geactiveerd grafiet beheerd moet worden, met corresponderende uitdagingen, zoals beschreven in paragraaf 6.7.2.2.

6.5.1.3 Overig operationeel afval

Over overig operationeel afval bij geavanceerde gasgekoelde reactoren is nauwelijks gepubliceerd. Het IAEA rapporteert voor zowel hogetemperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) als gasgekoelde snelle reactoren (GFR's) over brandbare vaste afvalstromen als papier en handschoenen, en over technologische vaste afvalstromen als apparatuur, pijpen en filters [23]. De verwerking voor deze afvalstromen wordt voorzien als immobilisatie in cement (of andere insluitingsvormen als glas of keramiek), eventueel na verbranding of persing. Dit komt overeen met de bekende verwerkingsroutes voor dergelijke afvalstromen zoals bij de huidige niet-geavanceerde watergekoelde reactoren. De verwerkingsmethoden worden door het IAEA dan ook als 'mature' (voldoende ontwikkeld) beschouwd [23].

6.5.2 Gasgekoelde snelle reactor (GFR)

6.5.2.1 Bestraalde splijtstof

Hoewel bestraalde splijtstof voor zowel gasgekoelde snelle reactoren (GFR's) en hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) voor

dezelfde opslagvorm in aanmerking komen, verschilt de chemische samenstelling van de bestraalde splijtstof tussen beide subcategorieën wel. De brandstof is hetzelfde, maar het verschil in gebruikte neutronenspectrum levert (kleine) verschillen in chemische (en radiologische) samenstelling van bestraalde splijtstof (zoals ook beschreven in paragraaf 2.2.3.1 en 3.2.1). Met een splijtstofkern van de TRISO-brandstof bestaande uit UO_2 en/of MOX is de chemische vorm van de bestraalde brandstof vergelijkbaar met andere snelle reactorontwerpen met dezelfde brandstof. Verschillen in samenstelling kunnen optreden vanwege een verschil in burn-up (zie paragraaf 3.3). De GFR-brandstof zal waarschijnlijk verwerkt worden in een keramische matrix,, maar we vonden geen informatie over de samenstelling van dit materiaal en de bijbehorende effecten op afvalbeleid.

6.5.2.2 Overig operationeel afval

Voor de reguliere vaste en gasvormige afvalstoffen (laag- en middelradioactief) verwacht het IAEA geen opvallende zaken voor de gasgekoelde snelle reactor (GFR) [23]. De corresponderende afvalvormen zouden voor de nucleaire industrie bekend zijn via ervaring in het internationale kennisveld. Wel refereert het IAEA aan unieke vormen van keramisch afval, ook laag- en middelactief, dat voor langetermijnopslag bestemd is. Mogelijk wordt hiermee de keramische cladding of brandstofmatrix bedoeld, die genoemd wordt door Stainsby *et al*. [111], en Meyer *et al*. [120].

6.5.3 Gasgekoelde thermische reactor (VHTR)

6.5.3.1 Bestraalde splijtstof

Met een splijtstofkern van de TRISO-brandstof bestaande uit UO_2 en/of MOX is de chemische samenstelling van de bestraalde brandstof vergelijkbaar met andere thermische reactorontwerpen die draaien op dezelfde brandstof – bijvoorbeeld drukwaterreactoren (PWR's). Hierbij moet aangetekend worden dat hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) over het algemeen een hogere verrijkingsgraad en burn-up hebben dan PWR's. Hierbij gelden dezelfde verbanden als genoemd in paragraaf 3.3. Paragraaf 6.6 beschrijft de uitwerking op de radiologische samenstelling van de bestraalde splijtstof.

De bestraalde splijtstofkern zit ingesloten in de TRISO-omhulling. Deze omhulling is ontworpen om de bestraalde splijtstof en de splijtingsproducten volledig in te sluiten onder reactoromstandigheden, maar zouden dit ook onder opslagomstandigheden moeten doen. Dit zou bestraalde brandstof van het TRISO-ontwerp – met een voorgestelde veilige levensduur van 10.000 tot 100.000 jaar - geschikt moeten maken voor 'direct disposal', onder meer in boorgaten [121]. Bij deze voorspelling lijkt uitgegaan te worden van bestraalde brandstof die nog in de grafietmatrix zit verpakt. Over het grafiet zelf is echter wel geschreven dat de activiteitsconcentratie hierin dermate hoog is dat het niet geschikt is voor 'direct disposal' – zie paragraaf 6.6.2. Er is kennelijk geen overeenstemming in het internationale kennisveld over de geschiktheid van TRISO-brandstof voor 'direct disposal'. Ook Dungan *et al*. (2021) [58] beschrijven een gebrek aan overeenstemming in het internationale kennisveld over de conditionering en verpakking van bestraalde TRISO, maar halen aan dat een IAEA-studie uit het verleden de koperen CASTOR-container als geschikt bestempelde [117].

6.5.3.2 Overige operationeel afval

Voor de hoge temperatuur gasgekoelde reactor (VHTR) geldt dat het IAEA enkele reguliere gasvormige, vaste en vloeibare afvalstromen verwacht, maar dat er ook sprake is van unieke afvalstromen die bij dit type horen [23]. De reguliere afvalstromen betreffen laag- en middelactief afval dat - net als bij de gasgekoelde snelle reactor (GFR) - vanwege de internationaal opgedane ervaring met deze afvalstromen geen bijzonderheden zou moeten opleveren voor afvalbeleid.

Een voorbeeld van niet-reguliere overige operationele afvalstroom is de eerdergenoemde verontreiniging door grafietstof in het koelmiddel. Geschatte productie van dit stof ligt tussen 15 en 100 kg/jaar voor een pebble-bed-reactor met een vermogen van 400 MW_{th} [122]. Voor de corresponderende activiteit bestaat een groot bereik voor een verscheidenheid aan nucliden. Zowel gemeten als geschatte waarden zijn door Humrickhouse [122] samengevat, maar in hoeverre dergelijke activiteiten doorgerekend kunnen worden naar specifieke afvalstromen is via dit onderzoek niet achterhaald. Vermoedelijk ontstaat er een bepaald evenwicht tussen stof dat gevangen wordt in filters – en daarmee een component van 'overige operationele' afvalstoffen vormt – en stof dat onderdelen in de reactorkern en de primaire circuits besmet. In dit laatste geval zal het stof een factor gaan vormen bij ontmanteling [38]. Wel is voor één van de reactorontwerpen (Xe-1000) bekend dat de activiteit in het koelmiddel zodanig laag is, dat het koelmiddel niet als radioactief afval wordt gezien (volgens Amerikaanse criteria), en dat dit komt door actieve verwijdering van radioactieve isotopen uit het koelmiddel tijdens de operationele fase [42]. Dit impliceert dat er filters of een dergelijke techniek in het spel zijn. Voor een ander reactorontwerp (de grafietgemodereerde gasgekoelde *high-temperature engineering test reactor*, HTTR) is beschreven dat dit filtersysteem bestaat uit *"a pre-charcoal trap, an inlet heater, two copper oxide fixed beds, coolers, two molecular sieve traps, two cold charcoal traps, and gas circulators"* [123]. Ook voor deze onderdelen zal gelden dat ze ofwel bij operationeel afval horen, als ze tussentijds vervangen worden, of bij ontmantelingsafval.

De TRISO-deeltjes zitten bij hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) ingesloten in een grafietmatrix. Deze kun je als aparte afvalstroom beschouwen, als je uitgaat van scheiding van TRISO-deeltjes en matrix. Deze laatste kent aandachtspunten voor afvalbeleid. Grafiet bestaat immers uit koolstofatomen, en koolstof kan in verscheidene vormen erg mobiel worden in het milieu – ook in een eventuele ondergrondse eindberging [92]. Een deel van het grafiet zal bestaan uit de radioisotoop C-14; een bètastraler met een halveringstijd van 5.730 jaar. Vanwege de hoge mobiliteit en halveringstijd staat C-14 bekend als een nuclide dat beperkend is voor de capaciteit van (ondiepe) ondergrondse berging voor laagactief afval [92]. Het is mogelijk om grafiet te verbranden en zo het volume te reduceren. Het vrijkomen van radioactieve gassen is hierbij een aandachtspunt, evenals het vrijmaken van secundaire afvalstromen en de publieke perceptie [92]. Immobilisatie van grafiet in cement geldt al decennia als bruikbare maatregel [92], en het IAEA beveelt cement aan wanneer grafiet geïmmobiliseerd moet worden [124]. De beste aanpak voor opslag van grafiet is afhankelijk van de eigenschappen van het afval en de

(redox)omstandigheden van de beoogde bergplaats [92]. Individuele disposal-scenario's zullen moeten worden doorgerekend, waarbij bepaalde mechanismen – met name de invloed van microbiologie – nog onvoldoende bekend zijn [124].

Een andere mogelijkheid die ontwikkeld kan worden, is het recyclen van het grafiet, voor gebruik in nieuwe reactoren – zowel in de brandstof als de moderator(blokken) [125]. Dit wordt pas een relevant aspect wanneer de vraag naar grafiet toeneemt door toename in de bouw van gasgekoelde reactoren. Een andere mogelijke toepassing is het gebruik van het grafiet als 'backfill' voor de lege ruimte in canisters voor bestraalde splijtstof [125]. Ook hier is meer onderzoek nodig om dit voor de praktijk geschikt te maken.

De unieke afvalstromen bestaan – behalve uit grafiet – ook uit een afvalstroom van getritieerd water, dat middelactief zal zijn [23]. Hiermee valt het waarschijnlijk onder de Nederlandse classifcatie LMRA. Ook deze afvalstroom moet gescheiden worden en is bestemd voor langetermijnopslag [23].

6.6 Radioactief afval – radiologische samenstelling

Over de operationele afvalstromen behalve bestraalde splijtstof en grafiet (zij het blokken of pebble-omhulsels) is weinig bekend voor wat de radiologische samenstelling betreft. Zoals genoemd in paragraaf 6.5.1.3 worden er voor zowel gasgekoelde snelle reactoren (GFR's) als hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) enkele laag- of middenradioactieve reguliere afvalstromen verwacht, die geen specifieke aandachtspunten voor beheer vormen.

6.6.1 Gasgekoelde snelle reactor (GFR)

6.6.1.1 Bestraalde splijtstof

Zie voor de eigenschappen van bestraalde brandstof van snelle reactoren paragraaf 3.2.1 en de corresponderende onderdelen van paragraaf 7.5.1.1. Een punt ter opmerking hier is dat gasgekoelde snelle reactoren mogelijk een hogere burn-up zullen kennen dan andere snelle reactoren. Dat zou voor enige verschillen in radiologische samenstelling van bestraalde splijtstof kunnen zorgen ten opzichte van andere snelle reactoren. Gezien de hogere temperatuur en energie-efficiëntie bij gasgekoelde snelle reactoren (GFR's) (ten opzichte van de benchmarkreactor) is de verwachting dat de activiteit per $GW_e y$ afneemt ten opzichte van de benchmarkreactor.

6.6.2 Gasgekoelde thermische reactor (VHTR)

6.6.2.1 Bestraalde splijtstof

Gezien de hogere burn-up en energie-efficiëntie bij hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) in vergelijking met drukwaterreactoren (PWR's), is de activiteit per $GW_e y$ in de bestraalde splijtstof lager dan bij PWR's – zie ook paragraaf 3.3 over burn-up. De concentratie van splijtbare plutoniumisotopen zal lager zijn, vergeleken met een once-through PWR. Dungan *et al*. (2021) [58] verwachten dat canisters voor bestraalde brandstof van VHTR's een vergelijkbare radiotoxiciteit bevatten als de canisters van PWR's. Hierbij spelen de factoren burn-up, hogere energie-efficiëntie (in vergelijking met PWR's) en verdunning

zodanige rollen, dat de uiteindelijke radiotoxiciteit per canister kennelijk gelijk blijft.

6.6.2.2 Grafiet

In de bulkhoeveelheden grafiet die vrijkomen met de bestraalde brandstof (afkomstig van de matrix van de brandstofbollen) wordt een significante activiteitsconcentratie aan C-14 verwacht. Deze activiteitsconcentratie is in ongeveer gelijke mate afkomstig van activering van C-13 (de koolstofatomen aanwezig in het grafiet) en van N-14 (stikstofatomen die als sporen of 'verontreiniging' in het grafiet aanwezig zijn) [126]. De activiteitsconcentratie is voor hoge temperatuur gasgekoelde reactoren zo hoog, dat de corresponderende afvalstromen niet geschikt zijn voor 'direct disposal' [92].

Bij gasgekoelde reactoren uit het verleden was het een uitdaging om het geactiveerde grafiet uit de reactorkern te verwijderen. Dit vanwege aanwezigheid van besmetting met onder meer H-3, C-14, Eu-152, en Cs-137 [92]. Door de insluiting in TRISO-deeltjes zullen de splijtingsproducten qua besmetting voor de geavanceerde gasgekoelde reactoren geen noemenswaardige rol spelen. Hoewel de TRISO-coating in principe kan falen, is dit in ieder geval tot aan de publicatie van [38] (2023) nog niet in significante mate geobserveerd.

6.7 Radioactief afval – omvang afvalstromen

6.7.1 Gasgekoelde snelle reactor

Over de omvang van de afvalstromen van gasgekoelde snelle reactoren (GFR's) is weinig bekend. Het grootste effect op het volume van de afvalstromen door bestraalde splijtstof zal vermoedelijk de verwerking in TRISO-deeltjes en de matrix van keramisch materiaal zijn. Omdat we over de verwerking van bestraalde splijtstof van GFR's en de samenstelling van de keramische matrix nauwelijks informatie hebben gevonden, verwijzen we voor een discussie over vergelijkbare thema's naar paragraaf 6.7.2.1. Deze paragraaf behandelt deze aspecten voor de hoge temperatuur gasgekoelde reactor (VHTR).

6.7.2 Gasgekoelde thermische reactor (VHTR)

6.7.2.1 Bestraalde splijtstof

Volgend uit de samenstelling van de brandstof (zie paragraaf 6.3) bestaat een groot bestanddeel van de bestraalde brandstof van TRISO-reactoren niet uit 'bestraalde splijtstofdeeltjes' (met de radioactieve componenten splijtingsproducten, plutonium en *minor* actiniden). Het grootste bestanddeel qua massa en volume is de grafietmatrix. De 'bestraalde splijtstofdeeltjes' zitten echter wel in de grafietmatrix verpakt.

Als de grafietmatrix van de TRISO-deeltjes kan worden gescheiden, is het volume bestraalde splijtstof 7 procent[24] van de situatie waarin het geheel als bestraalde splijtstof-afvalstroom moet worden behandeld. Het volume en de massa van de afvalstroom 'bestraalde brandstof' is dus volledig afhankelijk van het eventueel scheiden van de ingekapselde

[24] Zie paragraaf 6.3. Dit getal valt zelfs nog lager uit wanneer rekening gehouden wordt met ruimteverlies door bolstapeling.

splijtstof en de matrix, en daarna van het al dan niet scheiden van de TRISO-deeltjes zelf.

Volumevermindering van radioactieve afvalstromen is in principe wenselijk voor zowel tijdelijke opslag als eindberging. Zolang de warmtecapaciteit van de (eind)berging het toelaat, lijkt het dus voor de hand liggend om de benodigde ruimte voor bestraalde brandstof van 'gasgekoelde reactoren te verminderen. Het scheiden van de TRISO-deeltjes van de grafietmatrix is dan de logische eerste stap. Dit kan via een verscheidenheid aan processen, waaronder wegbranden, malen, of chemische bewerking [38, 110, 127]. Over deze technieken werd in 2010 al geschreven dat ze bezwaren kennen op economische en milieuvriendelijkheidsaspecten [110]. De National Academies schrijven dat de opschaalbaarheid van deze technieken nog altijd te wensen overlaat [38]. Cothron *et al*. (2024) [128] concluderen zelfs dat deze stap op dit moment niet haalbaar is, en dat voorlopig dus rekening moet worden gehouden dat de bestraalde TRISO-brandstof met grafiet en al in een eindberging moeten worden geplaatst. Voor pebble-bed-reactoren moeten de pebbles dan in een geschikte container worden geplaatst. En bij prismatic block-reactoren zal het gehele brandstofelement – dat veel groter is - in een container moeten worden geplaatst. In beide gevallen, maar met name het laatste, is het volume van de bestraalde brandstof een duidelijk aandachtspunt.

Nog een stap verder zou zijn om bovendien de TRISO-deeltjes zelf te scheiden. Als men erin slaagt de TRISO-deeltjes van het grafiet te scheiden, zou men de insluitende lagen van grafiet en siliciumcarbide kunnen verwijderen van de kern de TRISO-deeltjes (de bestraalde splijtstof zelf, welke bestaat uit splijtingsproducten en actiniden). Deze stap is procesmatig nog minder ver in ontwikkeling [38]. De volledige scheiding van de splijtbare kern en de TRISO-laagjes is erg lastig – "high speed impaction grinding" wordt genoemd als een methode die dit niet voor elkaar krijgt. Maar een combinatie van chemische bewerking en oxidatie op hoge temperatuur kan wel ervoor zorgen dat de kern toegankelijk wordt voor oplossing met salpeterzuur [127]. Al met al lijkt het niet voor de hand liggend dat scheiding van bestraalde TRISO-brandstof (op industriële schaal, en op afzienbare termijn) in de praktijk gebracht gaat worden.

Dungan *et al*. (2021) [58] beschrijven een lagere massa bestraalde splijtstof per $GW_e y$ (met ongeveer een factor 2,5) vergeleken met een drukwaterreactor (PWR). In deze schatting wordt alleen de massa van de zware metalen meegerekend (en dus niet grafiet of de insluitende lagen van de TRISO-deeltjes). Relevanter zijn schattingen van de massa en het volume bestraalde splijtstof van hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) voor de situatie waarbij de TRISO-deeltjes en grafietmatrix **niet** worden gescheiden. Qua volume (per $GW_e y$) beschrijven Dungan *et al*. [58] een toename van grofweg een factor 10 ten opzichte van een PWR, uitgedrukt in aantal canisters. Hierbij wordt gerekend met ruimteverlies door bolstapeling. Volgens een andere studie is de massa bestraalde splijtstof (ton per $GW_e y$) voor de reactorontwerpen met TRISO-brandstof ongeveer een factor 3 lager dan die van een referentie-PWR (AP1000), en het corresponderende volume per $GW_e y$ is ongeveer een factor 30 hoger [48]. Dit vergrote volume kan

een obstakel vormen bij bijvoorbeeld transport en (tijdelijke) opslag [129].

Het corresponderende verschil in vereist **oppervlak in de eindberging** is voor de genoemde ontwerpen echter veel minder groot. Voor één reactorontwerp (HTGR-FCM) is het vereist oppervlak (per $GW_e y$) in de eindberging 30 procent groter dan bij de referentie-PWR, en voor een ander ontwerp (HTGR) zelfs 30 procent kleiner [48]. Dit heeft te maken met het feit dat, in de meeste gevallen, vervalwarmte in het begin van de opslagperiode de beperkende factor is voor de voetafdruk van de opslagfaciliteit. De vervalwarmte per volume-eenheid is voor bestraalde TRISO-brandstof veel lager dan voor bestraalde brandstof van drukwaterreactoren (PWR's) [48]. Hier komt in het geval van TRISO-brandstof nog bij dat de vervalwarmte bij intacte bestraalde TRISO-brandstof een minder beperkende factor dan voor bestraalde splijtstof van watergekoelde reactoren is. De TRISO-insluiting blijft tot op een hogere temperatuur in stand dan de insluiting door gebruikelijke PWR-cladding (~600°C versus ~350°C) [115].

Bij bovengenoemde getallen is geen rekening gehouden met beperkingen aan de opslagruimte door kriticiteit [129]. Hierbij gaat het erom dat niet te veel splijtbaar materiaal in het afval zich op een korte afstand van elkaar bevindt. Het afval kan anders weer kritisch worden en een kettingreactie tot stand brengen. Zeker met bestraalde splijtstof met een hoge initiële verrijkingsgraad – zoals bij hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) – kan in het afval nog een relatief hoog gehalte splijtstof zitten (zie paragraaf 6.5.1.2). Voor het inrichten van een eindberging moet dus wel onderzocht worden of de samenplaatsing van de bestraalde TRISO-splijtstof mogelijk is vanuit het oogpunt van kriticiteit, voordat de bovengenoemde getallen voor oppervlak in de eindberging realiseerbaar zijn.

In het geval van bestraalde brandstof met een hoge initiële verrijkingsgraad en burn-up – zoals bij TRISO-draaiende gasgekoelde reactoren - is het dus de vraag of volumevermindering (door het scheiden van TRISO van de grafietmatrix) zou leiden tot een afvalstroom waarin de activiteitsconcentratie van splijtstof en splijtingsproducten dermate hoog is dat deze weer verdund moet worden om veilig te kunnen worden opgeslagen.

6.7.2.2 Grafiet

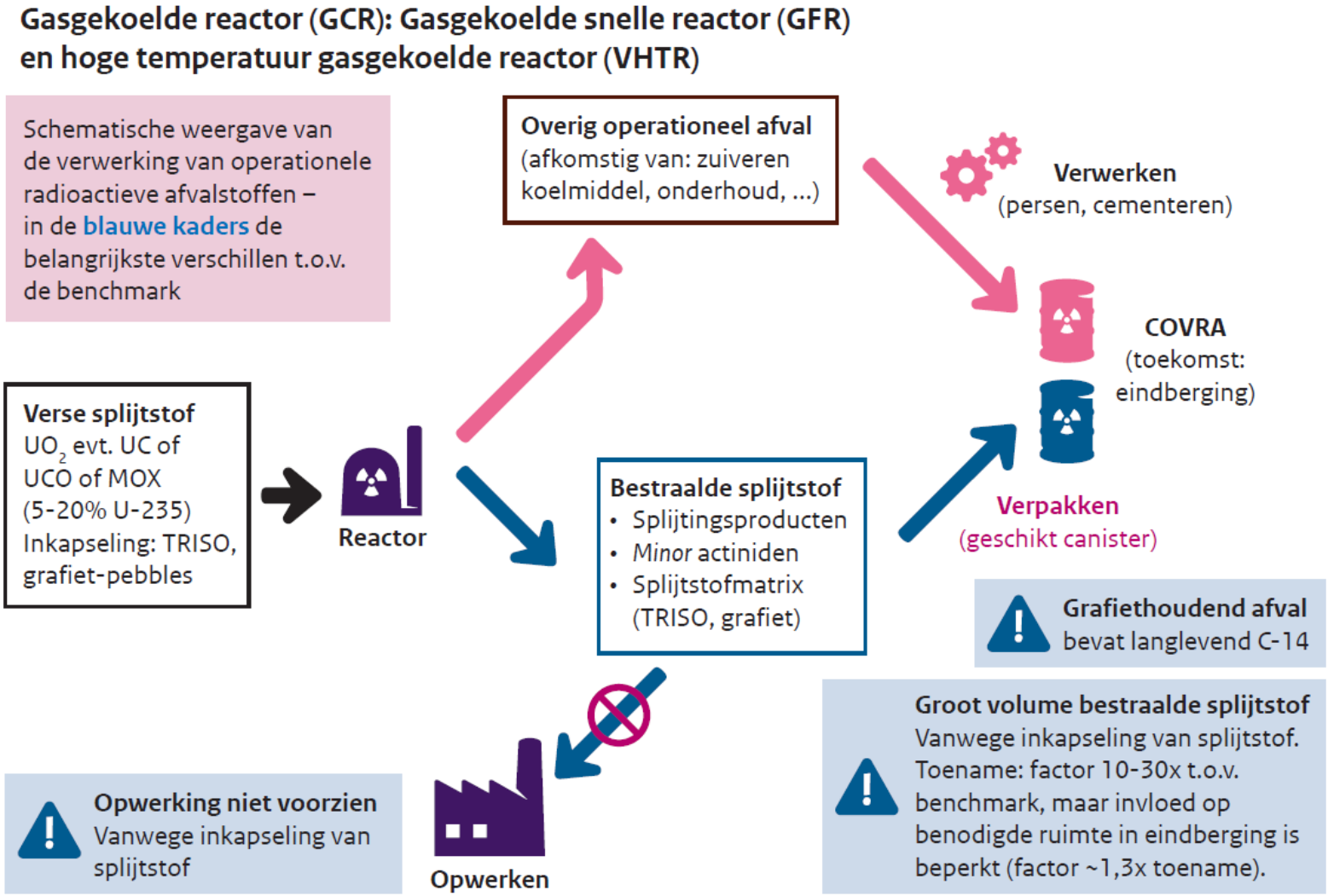
Yim *et al*. [92] verwachten voor hoge temperatuur gasgekoelde reactoren (VHTR's) dermate grote afvalstromen van grafiet dat 'direct disposal' in een ondiepe berging voor laagactief afval onwaarschijnlijk is. Voor het verwerken van bestraald grafiet bestaan methoden als Wigner-energie-eliminatie, thermische – en chemische verwerking, immobilisatie en vergassing [127]. Voor het beheer van het grafiet geldt dat men kan kiezen voor vergassing (met uitstoot van gassen naar de omgeving) of (on)diepe geologische berging [127]. Bij deze laatste beheermethoden moet dan wel rekening gehouden worden met mobilisatie van C-14 in het milieu, bijvoorbeeld via microbiële interactie en verspreiding via grondwater – koolstof verspreidt zich immers makkelijk via biologische processen en interacties tussen bijvoorbeeld bodem en planten [130]. Ook het IAEA verwacht grote hoeveelheden

grafiet, afkomstig van ofwel de prismatische grafieten structuurelementen van de reactorkern of de grafietmatrix van brandstofpellets of -pebbles. Het gaat hier om laag- tot middelactief afval, dat voor langetermijnopslag bestemd is [23]. Ook het IAEA signaleert als aandachtspunt de omvang (in volume) van de afvalstroom, en deelt geen concreet advies over de opslagwijze. Kiegiel *et al*. (2022) [127] tekenen aan dat grafiet erg verschilt van andere vormen van radioactief afval en dat er nog geen consensus is bereikt om geactiveerd grafiet te verwerken in het internationale kennisveld.

6.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid

1. Voor de gasgekoelde snelle reactor (GFR) is nog weinig informatie concreet. Wij verwachten dat meer hierover over bekend wordt naarmate de ontwikkeling van dit reactorconcept verdere stappen maakt.
2. Het opwerken van bestraalde splijtstof is uitdagend vanwege de aanwezigheid van grafiet (bij de hoge temperatuur gasgekoelde reactor, VHTR) en TRISO-laagjes (ook voor de gasgekoelde snelle reactor, GFR). Processen voor scheiding van bestanddelen van bestraalde splijtstof zijn nog niet ver genoeg ontwikkeld om een rol op industriële schaal te spelen. Hierdoor moet bestraalde TRISO compleet met eventuele grafietenmatrix als geheel als afval worden beschouwd. Ook zal er een relatief hoog gehalte aan nog bruikbare splijtstof worden afgevoerd als afval.
3. De massa en het volume bestraalde splijtstof neemt toe ten opzichte van de benchmarkreactor (drukwaterreactor kerncentrale Borssele). Dit komt (vooral) door het omringende grafiet van de brandstofelementen, dat hierin meegeteld wordt.
4. Ondanks vergroot volume is het verwachte benodigde oppervlak in (eind)berging niet veel groter, en in sommige gevallen zelfs gelijk of kleiner. De warmteproductie per volume is voor bestraalde TRISO-brandstof namelijk lager. Er moet dan wel eerst aangetoond worden dat de zodanig opgeslagen bestraalde TRISO-brandstof niet weer kritisch kan worden.
5. De hogere omzettingsefficiëntie van gasgekoelde reactoren heeft een positieve uitwerking op de omvang van de afvalstromen per $GW_e y$.
6. De bestraalde brandstof is zeer stabiel vanwege de insluiting met TRISO-laagjes (en eventueel grafiet bij hoge temperatuur gasgekoelde reactoren, VHTR’s).
7. Verscheidene afvalstromen bevatten C-14 door grafiet (hoge temperatuur gasgekoelde reactoren, VHTR’s), waaronder filters en (vooral) matrixmateriaal van bestraalde splijtstof. Er is nog geen consensus over de beste manier om (grote hoeveelheden) C-14-houdend grafiet te verwerken en op te slaan.
8. Voor overige afvalstromen behalve grafiet is voorlopig weinig informatie bekend.

Figuur 6.4 Schematische weergave van de verwerking van operationele radioactieve afvalstoffen van de gasgekoelde reactor (GCR). TRISO is een brandstoftype waarbij de splijtstof is ingesloten door laagjes van (meestal) siliciumcarbide (SiC). COVRA (Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval) is het bedrijf dat verantwoordelijk is voor de opslag van radioactief afval in Nederland.



7 Metaalgekoelde reactor

7.1 Inleiding

Onder de metaalgekoelde reactoren vallen natriumgekoelde, loodgekoelde en lood-bismutgekoelde reactoren. Vanaf de jaren veertig en vijftig van de twintigste eeuw werden de eerste metaalgekoelde reactoren gebouwd [9, 19, 131]. De meeste zijn prototypes of onderzoeksreactoren en een groot aantal is inmiddels gesloten. Er zijn ook enkele commerciële natriumgekoelde reactoren gebouwd die nog in gebruik zijn, waaronder de reactoren Beloyarsk 3 en 4 (model BN-600 en BN-800) in Rusland [132]. Lood-bismutgekoelde reactoren zijn door de Sovjet-Unie gebruikt om onderzeeërs aan te drijven [133]. De ervaring die met deze nucleair aangedreven onderzeeërs is opgedaan, is overigens niet zomaar toe te passen op loodgekoelde kerncentrales. Dit komt door de verschillen in grootte, temperatuur en bedrijfstijd per jaar [134].

29 van de reactoren in de ARIS-database zijn metaalgekoelde reactoren. De genoemde koelmiddelen zijn natrium (14 reactoren), lood (7 reactoren) en lood-bismut (5 reactoren)[25]. Verreweg de meeste metaalgekoelde reactoren in de ARIS-database (27 van de 29) hebben geen moderator, en zijn dus snelle reactoren. Het thermisch vermogen van deze voorgestelde snelle reactoren varieert tussen de 0,5 en 3.530 MW_{th} (gemiddelde: 776 MW_{th}, mediaan: 440 MW_{th}). De reactoren met het laagste vermogen zijn onderzoeksreactoren.

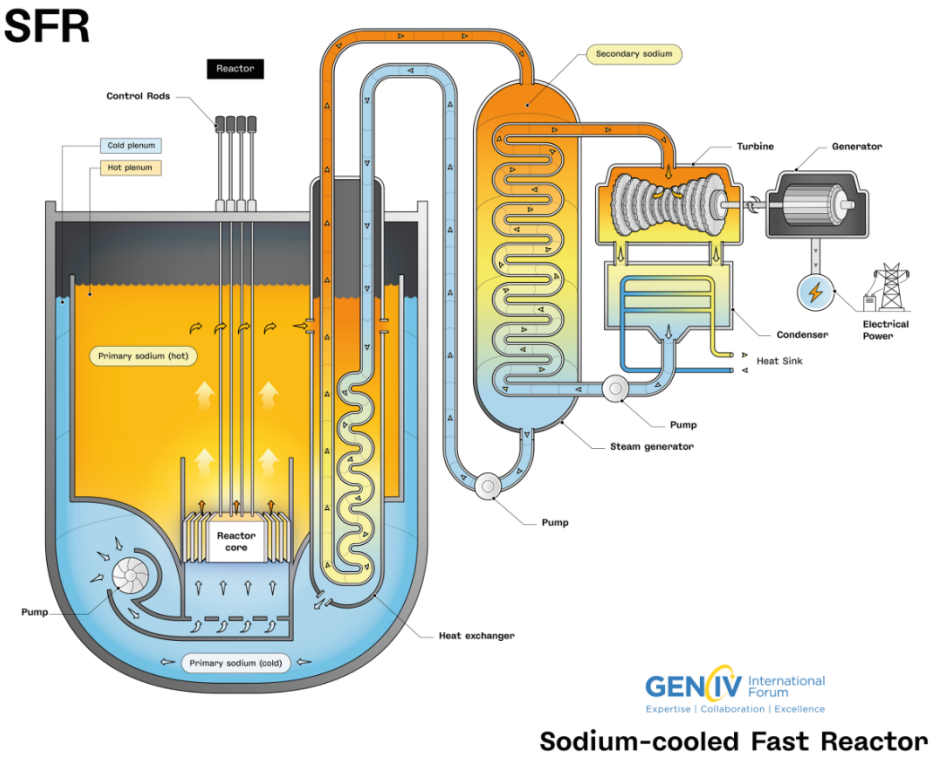
Eén reactor in de ARIS-database, de BREST-OD-300 loodgekoelde reactor met een vermogen van 300 MW_e, is onder constructie in Rusland.

7.2 Werkingsprincipe

In een metaalgekoelde reactor wordt vloeibaar (gesmolten) metaal gebruikt als koelmiddel [9, 131]. Op dit moment worden vooral natrium, lood en lood-bismut beschouwd, maar in het verleden is ook gekeken naar andere metalen, zoals kwik. Paragraaf 7.4 geeft meer informatie over de verschillende koelmiddelen. Metaal is een goede warmtegeleider en kan dus efficiënt warmte afvoeren uit de kern. Het principe is hetzelfde als in een drukwaterreactor zoals KCB: de warmte wordt via warmtewisselaars (stoomgeneratoren) aan water overgedragen, en het geproduceerde stoom drijft turbines aan. In sommige ontwerpen (de natriumgekoelde) wordt vanwege veiligheidsredenen een extra tussenliggende koelmiddelkringloop gebruikt [131]. In Figuur 7.1 en Figuur 7.2 zijn schematische weergaven te zien van respectievelijk een natriumgekoelde en een loodgekoelde reactor.

[25] Voor de overige drie reactoren is het koelmiddel natrium-kalium, of niet gespecificeerd.

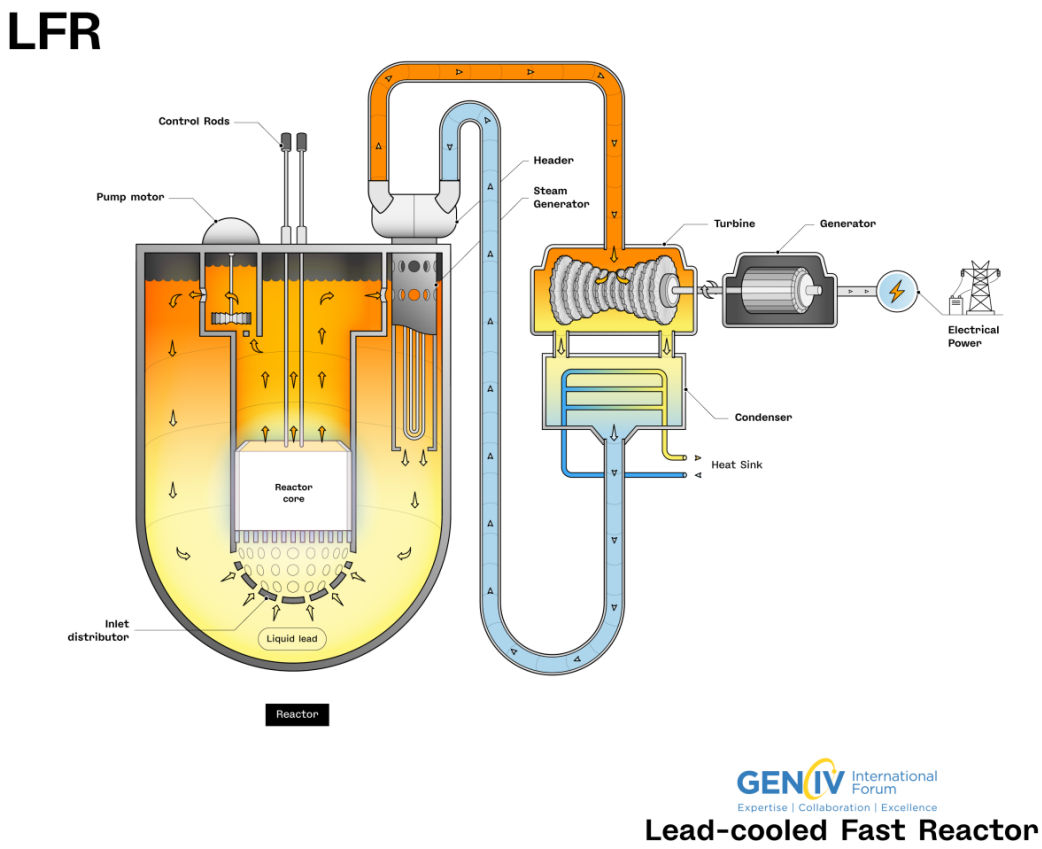
Figuur 7.1 Schematische weergave van een natriumgekoelde reactor (sodium fast reactor, SFR). Figuur van Generation IV International Forum [95].



In tegenstelling tot lichtwaterreactoren worden de meeste metaalgekoelde reactoren ontworpen om te werken bij (ongeveer) atmosferische druk [131, 135]. Een hierbij genoemd voordeel is dat dit de kans op verlies van koelmiddel verkleint. De temperatuur in een metaalgekoelde reactor is hoger dan in een lichtwaterreactor (uitlaattemperatuur tussen ongeveer 550°C voor natriumgekoelde en in theorie tot 800°C voor loodgekoelde reactoren [131]). De thermische efficiëntie van een metaalgekoelde reactor is daarmee ook hoger. Op dit moment is een efficiëntie van 43-45 procent haalbaar [56]. In de ARIS-database zijn de hoogst opgenomen efficiënties 43,6 procent voor natriumgekoelde reactoren (de BN-1200 [136]), 35,7 procent voor lood-bismutgekoelde reactoren (de Gen4 Module [137]) en 49,3 procent voor loodgekoelde reactoren (de Westinghouse Lead-cooled Fast Reactor [138]).

Natrium, lood en lood-bismut hebben een beperkt modererend vermogen. Het neutronenspectrum in een metaalreactor zal daarmee snel zijn. tenzij een aparte moderator in de vorm van bijvoorbeeld grafiet wordt toegepast. Dit maakt de metaalgekoelde reactor geschikt als kweekreactor [131].

Figuur 7.2 Schematische weergave van een loodgekoelde reactor (lead fast reactor, LFR). Figuur van Generation IV International Forum [139].



7.3 Brandstof

Metaalgekoelde reactoren zijn ontworpen om gebruik te maken van een gesloten splijtstofcyclus [19, 23]. Opwerken is een belangrijke stap in deze cyclus.

Van ongeveer de helft van de metaalgekoelde reactoren in de ARIS-database wordt verwacht dat zij brandstof in de vorm van oxide gaan gebruiken (uraniumoxide (UO_2) en/of MOX). Een nadeel van oxidebrandstoffen is de reactiviteit met natrium, wat een probleem kan zijn in het geval dat de cladding faalt [19]. Andere brandstofvormen die bijvoorbeeld vanwege betere warmtegeleiding overwogen worden, zijn uranium- en plutoniumnitride en metallische brandstoffen in de vorm van metallisch uranium of legeringen van uranium met zirconium en eventueel plutonium. De verschillende brandstofvormen worden volgens het IAEA als volgt toegepast [23]:

- Natriumgekoelde reactoren: oxide of metallisch, eventueel carbide.
- Lood(-bismut)gekoelde reactoren: oxide of nitride, eventueel metallisch.

Dit komt overeen met de opgegeven brandstoffen in de ARIS-database. Het IAEA beschrijft carbidebrandstoffen (UC en PuC) als fysisch-chemisch vergelijkbaar met nitridebrandstoffen (UN en PuN) [23]. Met

uitzondering van de 280 MW_{th} lood-bismutgekoelde SVBR-100 reactor [140] zijn er echter geen ontwerpen in de ARIS-database die carbidebrandstoffen gebruiken.

De kans op splijting is kleiner wanneer snelle neutronen in plaats van thermische neutronen worden gebruikt. Daarom hebben snelle reactoren splijtstof met hogere verrijkingsgraad nodig dan lichtwaterreactoren [19]. Informatie over verrijkingsgraad is slechts gegeven bij 9 van de 27 snelle metaalgekoelde reactoren in de ARIS-database. Deze ligt tussen 12 en 26 procent. Het SMR-dashboard van NEA [32] toont een vergelijkbaar beeld, met verrijkingsgraden voor snelle metaalgekoelde reactoren tussen (ongeveer) 10 en 20 procent. Dit valt daarmee in de categorie HALEU (high-assay low-enriched uranium), dat wil zeggen: uranium met verrijkingsgraad tussen 5 en 20% [4].

In metaalgekoelde reactoren kan een hoge burn-up worden bereikt vanwege de hoge verrijkingsgraad en het kweken van splijtstof. In de ARIS-database is voor 9 van de 27 snelle metaalgekoelde reactoren informatie over de burn-up gegeven. Deze is maximaal 150 GW_{th}d/tHM. Dat is meer dan drie keer zo veel als die van een typische lichtwaterreactor.

Snelle metaalgekoelde reactoren zijn interessant als kweekreactoren of om *minor* actiniden te splijten [141]. In de ARIS-database is slechts in sommige gevallen expliciet opgenomen of een ontwerp een *breeder* of een *burner* is:

- Splijten van *minor* actininden (*burner*): voor twee reactorontwerpen is opgegeven dat de splijtstof voor een deel bestaat uit *minor* actiniden. Het gaat om de PEACER (lood-bismutgekoeld) [142] en Prototype Gen IV SFR (natriumgekoeld) [143], allebei uit Zuid-Korea.
- Kweken van meer splijtstof dan wordt verbruikt (*breeder*): voor drie ontwerpen is een verhouding gegeven tussen gekweekte en verbruikte splijtstof (Engels: *breeding/conversion ratio*) hoger dan 1 opgegeven. Het gaat om de BREST-OD-300 (loodgekoeld, 700 MW_{th} [144]), de China Fast Reactor 600 (natriumgekoeld, 1500 MW_{th} [145]) en de latere niet-prototype versies van SVBR-100 (lood-bismutgekoeld, 280 MW_{th} [140]).

Sommige reactorontwerpen kunnen werken als *breeder* of *burner,* afhankelijk van het ontwerp van de kern en welke brandstof wordt gebruikt. Zo heeft de LFR-AS-200 (loodgekoeld, 480 MW_{th}) een *breeding/conversion ratio* van 0,9 waarmee bijna alle splijtstof voor eigen gebruik kan worden gekweekt, maar de reactor kan ook worden gebruikt met een ratio van 0,5 om plutonium te splijten [146]. Voor 18 van de 29 metaalgekoelde reactoren in de ARIS-database is opgegeven dat de brandstof plutonium bevat (bijvoorbeeld in de vorm van MOX).

7.4 Koelmiddel en moderator

Verreweg de meeste metaalgekoelde reactoren in de ARIS-database zijn snelle reactoren, zonder moderator (27 van de 29 reactoren). De materialen die als moderator gebruikt worden en de afvalstromen die

hierbij ontstaan (voor de overige reactoren) worden daarom buiten beschouwing gelaten.

7.4.1 Soorten koelmiddel

Zoals genoemd in paragraaf 7.2 zijn er meerdere soorten metalen die gebruikt kunnen worden als koelmiddel. In de eerste experimentele reactoren werden kwik of natrium-kalium (NaK) als koelmiddel gebruikt [131]. Om verschillende technische redenen worden deze metalen niet langer in de nieuwste ontwerpen toegepast. Op dit moment wordt gewerkt aan ontwerpen met natrium, lood en lood-bismut als koelmiddel. Hieronder staat meer informatie over de verschillende koelmiddelen en hun belangrijkste eigenschappen.

Natrium
Gunstige eigenschappen van natrium als koelmiddel zijn het relatief lage smeltpunt (98°C), de hoge warmtecapaciteit en hoge warmtegeleiding [131]. Daarnaast is het weinig corrosief. Dat is gunstig voor de levensduur van installatieonderdelen, zoals het reactorvat en leidingen. Nadelen van natrium zijn de chemische reactiviteit met water en lucht, de positieve reactiviteitscoëfficiënt[26] en activering door bestraling met neutronen. De gevormde isotopen zijn Na-22 en Na-24, met halveringstijd van respectievelijk 2,6 jaar en 15 uur.

Lood
Onderzoek naar loodgekoelde in plaats van natriumgekoelde reactoren wordt voornamelijk om veiligheidsredenen gedaan [131]. In tegenstelling tot natrium reageert lood namelijk niet met water en lucht. Een nadeel van lood als koelmiddel is dat het corrosiever is dan natrium voor installatieonderdelen.

Lood-bismut
Lood-bismut heeft vergelijkbare voor- en nadelen als lood [131]. Er is sprake van een eutectisch mengsel. Dat wil zeggen dat het smeltpunt lager is, dan dat van de afzonderlijke componenten (123°C voor lood-bismut, 328°C voor lood). Een voordeel hiervan is dat lood-bismut minder snel stolt dan lood. Een nadeel van lood-bismut is activering van bismut. De gevormde isotoop Bi-210 vervalt tot Po-210. Dit heeft een halveringstijd van 138 dagen en is relatief vluchtig. Dit vormt geen probleem voor de opslag en berging van het afval, omdat het relatief snel zal vervallen. Het kan echter wel een aandachtspunt zijn voor de verwerking (bijvoorbeeld: de dosis van werknemers bij onderhoud) [134].

7.5 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking

7.5.1 Natriumgekoelde reactor

7.5.1.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

Deze paragraaf bespreekt de chemische vorm en eigenschappen van de bestraalde splijtstof van natriumgekoelde reactoren. Natriumgekoelde reactoren worden ontwikkeld om gebruik te maken van een volledig gesloten splijtstofcyclus, met herhaaldelijke opwerking [23]. Van de

[26] De reactiviteitscoëfficiënt beschrijft de verandering in reactiviteit wanneer de hoeveelheid koelmiddel afneemt. Een positieve coëfficiënt betekent dat de reactie sneller verloopt wanneer er bijvoorbeeld een koelmiddellek is. Er wordt onderzoek gedaan naar manieren om de kern zo te ontwerpen, dat de reactiviteitscoëfficiënt negatief (of in ieder geval zo klein mogelijk) wordt, zie bijvoorbeeld [19].

meeste reactorontwerpen zal het afval dus bestaan uit opwerkingsafval (en niet uit de bestraalde splijtstof zelf). Zoals besproken in paragraaf 2.1.2.3 is onderzoek nodig voor dit op grote schaal technisch haalbaar en financieel rendabel is.

Afval van een gesloten splijtstofcyclus
Natriumgekoelde reactoren gebruiken met name oxidebrandstoffen of metallische brandstoffen (paragraaf 7.3) maar carbide- of nitridebrandstoffen zijn ook mogelijk. Het IAEA beschrijft in NW-T-1.7 mogelijke opwerkingsprocessen voor deze brandstoffen [23]. Het opwerkingsproces (PUREX) dat voor brandstof van lichtwaterreactoren wordt gebruikt, kan ook worden toegepast voor de oxidebrandstoffen van snelle reactoren, en (met enkele aanpassingen, o.a. omzetting in oxide) voor de carbide- en nitridebrandstoffen. Het opwerkingsafval van het PUREX-proces wordt verglaasd. Daarmee is het vergelijkbaar met het opwerkingsafval van lichtwaterreactoren. De meeste verwerkingsmethoden van de afvalstromen worden door het IAEA beschreven als 'voldoende ontwikkeld' (*mature*).

Het opwerken van bestraalde splijtstof is met het PUREX-proces niet mogelijk wanneer de splijtstof meer dan 35 procent plutonium bevat [19]. Dit heeft te maken met de oplosbaarheid van de splijtstof in salpeterzuur (de eerste stap in het proces). Voor kweekreactoren die splijtstof (Pu-239) voor andere reactoren produceren, zal hiermee rekening moeten worden gehouden. Bij verreweg de meeste reactorontwerpen in de ARIS-database staat geen informatie over opwerking. Mogelijk is dit omdat dit los staat van het reactorontwerp.

Voor de metallische brandstoffen kan pyro-verwerking worden gebruikt. Dit is een alternatieve opwerkingsmethode die nog niet commercieel beschikbaar is, zie tekstkader in paragraaf 2.1.2.2. Deze methode is ook toe te passen op oxide- en nitridebrandstoffen [23]. In deze vorm van opwerking ontstaat onder andere een afvalstroom van zout, met daarin splijtingsproducten en diverse (chemische) afvalstromen, zoals cadmiumhoudend afval. Er is meer onderzoek nodig om bepaalde nucliden (waaronder C-14 en I-129) te isoleren. Het afval wordt geïmmobiliseerd in een glazen of keramische matrix.

In sommige natriumgekoelde reactoren zullen de splijtstofelementen binnen de cladding ook natrium bevatten (om de warmtegeleiding te bevorderen). Dit is met name voor metallische brandstoffen het geval [128, 147], maar lijkt ook mogelijk voor carbide- en nitridebrandstoffen [19]. Wanneer poriën in de brandstof ontstaan, kan het natrium hier intrekken [128]. Bij een hoog natriumgehalte in de afvalstromen van pyro-verwerking kan het afval niet verglaasd worden, maar zijn andere methoden nodig om het te immobiliseren [38]. Volgens het IAEA kan een destillatieproces worden gebruikt om natrium van de brandstof te scheiden vóór de verwerking [23].

Ongeacht opwerkingsmethode zal ook een metallische afvalstroom ontstaan, namelijk de cladding van de brandstof. Deze kan worden samengeperst [23]. Daarbij wordt opgemerkt dat in het geval van de Phénix-reactor deze onderdelen niet naar de opwerkingsfabriek zijn gebracht, maar bij de reactor al zijn verwijderd en daar zijn opgeslagen,

in afwachting van radioactief verval [19]. De belangrijkste radionucliden in deze metallische onderdelen zijn isotopen van kobalt en mangaan, met halveringstijden tot een aantal jaar. Het is onbekend of deze verwerkingsvorm ook mogelijk is voor de reactorontwerpen in de ARIS-database.

Afval van een open splijtstofcyclus
Als een gesloten splijtstofcyclus niet haalbaar blijkt, zal een radioactieve afvalstroom in de vorm van bestraalde splijtstofelementen ontstaan. In een rapport van Sandia National Laboratories wordt opgemerkt dat metallische brandstoffen en nitridebrandstoffen chemisch reactiever zijn dan oxidebrandstoffen (een reactie met water is mogelijk), en dat nog niet bekend is wat de maximale waterconcentratie voor opslag mag zijn [148].

Natriumgebonden metallische brandstof vormt een aandachtspunt. Vanwege de reactiviteit van natrium voldoet deze natriumgebonden brandstof niet aan de acceptatie-eisen van de diepe geologische eindberging in bijvoorbeeld de Verenigde Staten [147, 148]. In de Verenigde Staten is ervaring opgedaan met het verwijderen van het natrium uit de splijtstof [147].

De bestraalde splijtstof van een natriumgekoelde reactor zal, door de hoge burn-up, langer aan warmte en hoge neutronenflux zijn blootgesteld en meer splijtingsproducten bevatten dan de bestraalde splijtstof van een lichtwaterreactor zoals de benchmark (KCB). De splijtstofpellets kunnen hierdoor sterker zwellen of barsten dan de splijtstofpellets van een lichtwaterreactor. Dat is met name het geval voor de nitride- en carbidebrandstoffen [19, 149]. Dit lijkt met name ongunstig te zijn voor de mechanische stabiliteit van de cladding tijdens operationele fase van de reactor [149], maar het is ook mogelijk dat dit op lange termijn (duizenden jaren) tot hogere doses voor leden van de bevolking leidt (vanwege snellere migratie van radionucliden vanuit de canister in de eindberging naar de biosfeer) [148]. Ook de metallische brandstoffen zijn op lange termijn minder stabiel dan oxidebrandstoffen van lichtwaterreactoren. Volgens Wainwright *et al*. [48] is de levensduur[27] van metallische brandstof ongeveer 4.000 jaar, vergeleken met tot 8 miljoen jaar voor brandstof van een lichtwaterreactor.

7.5.1.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel

De aanwezigheid van verontreinigingen in het koelmiddel kan leiden tot ongewenste vorming van activeringsproducten en/of ongewenste chemische reacties [19]. Het koelmiddel wordt daarom gezuiverd.
In natriumgekoelde reactoren worden zogenoemde *cold traps* gebruikt voor het zuiveren van koelmiddel. In een *cold trap* wordt de temperatuur verlaagd, waardoor verontreinigingen niet meer in het natrium oplossen [19, 134]. Het verwijderen van onzuiverheden uit de *cold trap* wordt regenereren van de *cold trap* genoemd [150]. Het kan

[27] De levensduur is de tijd tussen het falen van een canister in de eindberging en het volledig oplossen van de brandstof. De levensduur zal naar verwachting afhankelijk zijn van de omstandigheden in de eindberging (temperatuur, vochtigheid, aanwezigheid van zuurstof, en dergelijke). Wainwright *et al.* [48] beschouwen een eindberging in klei. We hebben niet onderzocht in hoeverre de aannames van Wainwright *et al*. overeenkomen met die in de Safety Case van COPERA voor een diepe geologische eindberging in klei [52]. Ook hebben we niet onderzocht wat de verwachte levensduur van de brandstoffen is onder de condities zoals beschouwd in deze Safety Case van COPERA.

lastig zijn om het afval uit de *cold traps* te verwerken, vanwege de aanwezigheid van vaste stoffen (verontreinigingen) die het legen uitdagend maken, het hoge dosistempo (van de radioactieve verontreinigingen) en de chemische reactiviteit van natrium en natriumhydride [151].

Het verwerken van het afval uit de *cold traps* bestaat uit het omzetten van chemisch reactief natrium en natriumhydride in natriumcarbonaat [152]. Bij de ontmanteling van Superphénix is het (bulk) koelmiddel na omzetting in natriumcarbonaat in beton geïmmobiliseerd [19, 153][28]. Het is mogelijk dat deze verwerkingsvorm ook toegepast kan worden op het afval uit de *cold traps*.

7.5.1.3 Overige operationele afvalstoffen

Het operationele afval van metaalgekoelde reactoren zal, net als voor de benchmarkreactor (de drukwaterreactor KCB), bestaan uit afval dat ontstaat tijdens onderhoud aan de reactor.

Een white paper van Idaho National Laboratories over afvalstromen van natriumgekoelde reactoren [147] noemt onder andere roestvaststalen onderdelen, leidingwerk, besmet gereedschap, persoonlijke beschermingsmiddelen, filters en harsen gebruikt voor schoonmaak. Over het algemeen kunnen deze afvalstoffen op vergelijkbare wijze worden behandeld en afgevoerd als afvalstoffen van lichtwaterreactoren. Het IAEA noemt in NW-T-1.7 vergelijkbare 'reguliere' operationele afvalstoffen voor metaalgekoelde reactoren [23]. Decontaminatie van onderdelen (het verwijderen van de buitenste, geactiveerde laag metaal) wordt ook gedaan [19].

Daarnaast beschrijft het IAEA in NW-T-1.7 de operationele afvalstoffen die uniek zijn voor een bepaald type reactor [23]. Voor natriumgekoelde reactoren gaat het om metallisch afval en brandbaar afval (allebei met koelmiddel) en bulkhoeveelheden koelmiddel afkomstig uit onderdelen van het koelmiddelcircuit. Koelmiddel blijft ook achter als dunne film op onderdelen en splijtstofelementen (een laag tot 1 mm dik) [19]. De aanwezigheid van significante hoeveelheden koelmiddel is een belangrijk aandachtspunt. Natrium moet zorgvuldig worden verwijderd vanwege de chemische reactiviteit. Er bestaan al processen om natrium te verwijderen. Volgens het IAEA zijn deze '*readily available and well understood'* [23].

Informatie over het verwerken van deze natriumhoudende afvalstoffen is gevonden in IAEA Tecdoc 1534 [151] en in een CEA-rapport over natriumgekoelde reactoren [19]. Schoonmaken vindt plaats in zogenoemde *washing/cleaning pits* bij de reactor. Hier wordt het natrium met water omgezet tot natriumhydroxide en waterstof. Een reactie met alcohol in plaats van water is ook mogelijk maar wordt hier niet verder besproken. Het natriumhydroxide kan vervolgens direct worden opgeslagen (mits goed verpakt, het is namelijk corrosief), of worden geïmmobiliseerd in cement of keramische vorm. Deze immobilisatiemethoden worden door het IAEA (in 2007) beschreven als

[28] Immobilisatie in beton werd overigens niet gekozen als verwerkingsroute om technische redenen, maar omdat alternatieve opties (zoals lozen) administratief ingewikkeld waren en de beschikbare tijd beperkt was [153].

getest en gevalideerd, maar nog niet beschikbaar op industriële schaal [151]. Een andere verwerkingsmogelijkheid is omzetting in natriumcarbonaat. Daarna zou immobilisatie in beton (zoals beschreven in paragraaf 7.5.1.2) mogelijk kunnen zijn.

7.5.2 Lood(-bismut)gekoelde reactor

7.5.2.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

Lood(-bismut)gekoelde reactoren worden, net als natriumgekoelde reactoren, ontwikkeld om gebruik te maken van een volledig gesloten splijtstofcyclus [23]. De verwachting is daarom dat de afvalstroom bestaat uit het opwerkingsafval, en niet uit bestraalde splijtstofelementen zelf.

De opwerkingsprocessen en afvalstromen die hierbij ontstaan, zijn vergelijkbaar met die van natriumgekoelde reactoren, beschreven in paragraaf 7.5.1.1 (uiteraard bevat het afval van lood(-bismut)gekoelde reactoren geen natrium). De belangrijkste punten worden hier kort herhaald:

- Oxidebrandstoffen kunnen worden opgewerkt met het PUREX-proces (met eventuele verdere ontwikkelingen om *minor* actiniden te isoleren). Het PUREX-proces kan met enkele aanpassingen ook worden gebruikt voor carbide- en nitridebrandstoffen.
- Pyro-verwerking kan worden toegepast voor oxide-, nitride- en metallische brandstoffen. De methode is nog niet commercieel beschikbaar.

Voor details verwijzen we naar paragraaf 7.5.1.1.

We verwachten dat er op de bestraalde splijtstof van lood(-bismut)gekoelde reactoren na verwijdering uit de reactor een dunne laag koelmiddel aanwezig is (zoals ook bij de overige operationele afvalstoffen het geval is, zie paragraaf 7.5.2.3). We vonden echter geen informatie hierover in de overzichtsdocumenten van het IAEA [23], Sandia National Laboratories [148] en de National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine [38]. Het is mogelijk dat de in paragraaf 7.5.2.3 genoemde methoden voor het verwijderen van lood(-bismut) ook toegepast kunnen worden op de bestraalde splijtstof. Het ontstaan van afvalstromen met lood en bismut is vanwege de chemische toxiciteit een aandachtspunt.

Naar verwachting zullen sommige lood(-bismut)gekoelde reactoren gebruikmaken van nitridebrandstoffen. Deze kunnen verrijkt zijn met N-15 (om vorming van C-14 te voorkomen). Omdat N-15 duur is, is het wenselijk om het te hergebruiken [23]. Er is aanvullend onderzoek nodig om dit te realiseren. Een alternatief is het isoleren van C-14 tijdens het opwerkingsproces, het om te zetten in CO_2 en uiteindelijk in calciumcarbonaat ($CaCO_3$), wat opgeslagen kan worden in een diepe geologische eindberging [23].

7.5.2.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel

Onzuiverheden in het koelmiddel van lood(-bismut)gekoelde reactoren omvatten kleine hoeveelheden zuurstof en water, verschillende stoffen

die ontstaan door corrosie van reactoronderdelen, en olie en smeermiddelen dat gebruikt wordt in pompen [134].

Lood is corrosief. Daarom wordt er onderzoek gedaan naar corrosiebestendige legeringen en manieren om stalen reactoronderdelen tegen corrosie te beschermen. Een manier om dit te doen is om kleine hoeveelheden zuurstof toe te voegen aan het koelmiddel, waardoor een beschermende oxidelaag ontstaat op reactoronderdelen. Dit lijkt een optie te zijn voor zowel lood [134] als lood-bismut [154]. Bij een te hoge zuurstofconcentratie ontstaat loodoxide. Deze vaste stof kan tot verstoppingen in het koelmiddelcircuit leiden. Het IAEA beschrijft in NP-T-1.6 [134] dat loodoxide (met daarin andere verontreinigingen) kan worden geïsoleerd met behulp van filters of door het te laten neerslaan (*settling*), waarna reductie met waterstofgas mogelijk is. Hierbij wordt het loodoxide weer omgezet in lood.

Het gevormde afval van het zuiveren van koelmiddel zal daarom naar verwachting bestaan uit gebruikte filters, resten loodoxide, en diverse verontreinigingen, die ontstaan bij de corrosie van reactoronderdelen (ijzer, chroom, nikkel [134]). Voor de ontwikkeling van het koelmiddelzuiveringssysteem van de loodgekoelde BREST-OD-300 reactor, die nu in Rusland in aanbouw is, is onderzoek gedaan naar verschillende soorten filters van onder andere silica, koolstof, aluminiumoxide en metaalvezels [155]. Deze materialen zijn tot 1.000 uur getest en bestand tegen hoge temperaturen (450-600°C).

We hebben geen specifieke informatie gevonden over de verwerking van deze afvalstroom. We verwachten dat kan worden aangesloten bij de verwerking van overige operationele afvalstoffen, besproken in de volgende paragraaf. De daar genoemde aandachtspunten gelden waarschijnlijk ook voor het afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel.

7.5.2.3 Overige operationele afvalstoffen

De overige operationele afvalstoffen van loodgekoelde reactoren worden beschreven in IAEA NW-T-1.7 [23]. Deze afvalstroom bestaat uit diverse vaste en vloeibare afvalstoffen, waaronder metallisch afval en brandbaar afval (allebei met kleine hoeveelheden koelmiddel) en bulkhoeveelheden koelmiddel afkomstig uit onderdelen van het koelmiddelcircuit. Specifieke informatie over de soorten afvalstoffen is niet gegeven. Het ligt echter voor de hand dat het (net als bij natriumgekoelde reactoren) gaat over bijvoorbeeld besmet gereedschap, onderdelen die worden vervangen en persoonlijke beschermingsmiddelen.

Tijdens het reguliere bedrijf van een lood-bismutgekoelde reactor ontstaan kleine hoeveelheden vloeibare radioactieve afvalstoffen, die volgens het IAEA kunnen worden geconcentreerd en in vaste vorm als afval zijn af te voeren [134].

Voor het afval van lood(-bismut)gekoelde reactoren is de chemische toxiciteit van lood (en bismut) een aandachtspunt [23]. Volgens de INPRO-systematiek van het IAEA moet de hoeveelheid chemisch toxisch afval zo laag als redelijkerwijs uitvoerbaar zijn (per $GW_e y$). In de praktijk betekent dit dat hergebruik van koelmiddel moet worden

gestimuleerd (binnen of buiten de nucleaire sector) om te voorkomen dat dit als afval moet worden afgevoerd.

Volgens het IAEA zijn er eenvoudige en effectieve processen om lood(-bismut) te verwijderen van afvalstoffen en te verwerken, maar is opschaling van deze processen van laboratoriumschaal naar industriële schaal nog nodig [23]. Bij het verwerken van afvalstoffen moet aerosolvorming worden voorkomen (vanwege de chemische toxiciteit). Hierbij kan ervaring uit de loodindustrie helpen.

7.6 Radioactief afval – radiologische samenstelling

7.6.1 Natriumgekoelde reactor

7.6.1.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

De radiologische samenstelling van deze afvalstroom is afhankelijk van de splijtstofcyclus (open of gesloten). Dit bepaalt de hoeveelheid uranium, plutonium en *minor* actiniden. Splijtingsproducten maken hoe dan ook deel uit van deze afvalstroom. In tegenstelling tot de bestraalde splijtstof van lichtwaterreactoren bevat de bestraalde splijtstof van een natriumgekoelde reactor geen H-3. Dit komt namelijk in het koelmiddel terecht [23].

De thermische efficiëntie van een natriumgekoelde reactor (maximaal 43,6% voor de ontwerpen in ARIS) is hoger dan die van de benchmark reactor KCB (35,3%). De hoeveelheid splijtingsproducten per GW_ey is daarom bijna 20 procent lager voor de natriumgekoelde reactor met de hoogste thermische efficiëntie.

Omdat de splijtingsproducten ontstaan door splijtingen met snelle in plaats van thermische neutronen, en in grotere mate door splijting van Pu-239 in plaats van U-235, verwachten we kleine verschillen in de samenstelling van de splijtingsproducten (zie Figuur 2.5 in paragraaf 2.2.3.1). Zoals genoemd in paragraaf 3.2.1 resulteert dit in meer I-129 (een langlevend en mobiel splijtingsproduct).

Afval van een gesloten splijtstofcyclus

Wanneer het huidige PUREX-proces wordt gebruikt, zal het opwerkingsafval naast splijtingsproducten ook *minor* actiniden bevatten, net als bij de benchmark reactor (hoofdstuk 4). De radiologische samenstelling van dit opwerkingsafval is beschreven in Tabel 3.2 in paragraaf 3.2.1.1 (scenario ‘snelle reactor, Pu hergebruik’). De hoeveelheid plutonium die wordt afgevoerd als afval neemt af met ongeveer 99 procent ten opzichte van de huidige situatie (die overeenkomt met het scenario ‘PWR 1x opwerking’). De hoeveelheden van de *minor* actiniden neptunium en curium nemen af met ongeveer een factor vier, terwijl de hoeveelheid americium met ongeveer een factor 2 toeneemt.

Ontwikkelingen in het opwerkingsproces (partitie) kunnen leiden tot hergebruik van de *minor* actiniden (transmutatie), met als gevolg een grote afname in de hoeveelheid plutonium en *minor* actiniden die worden afgevoerd in het opwerkingsafval (>99% ten opzichte van de huidige situatie, zie scenario ‘snelle reactor, Pu + MA hergebruik’ in Tabel 3.2). De radiotoxiciteit voor ingestie (na >1.000 jaar) neemt ook

af met ongeveer 99 procent. Voor carbidebrandstoffen is de extractie van plutonium met het PUREX-proces minder efficiënt dan voor oxidebrandstoffen, met mogelijk dus meer plutoniumafval als gevolg [23]. Het is echter onwaarschijnlijk dat dit in de nabije toekomst een probleem zal vormen, omdat in de ARIS-database geen natriumgekoelde reactoren met carbidebrandstoffen zijn opgenomen.

Beide genoemde scenario's in Tabel 3.2 gaan uit van een situatie met voldoende snelle reactoren die het plutonium en *minor* actiniden, verkregen door opwerking, kunnen hergebruiken als splijtstof. Is dit niet het geval, dan kan een deel uiteindelijk toch als afval worden aangewezen. De radiologische samenstelling van het opwerkingsafval hangt dus sterk af van ontwikkelingen in het opwerkingsproces en de omvang van de reactorvloot.

Afval van een open splijtstofcyclus
In een open splijtstofcyclus worden bestraalde splijtstofelementen van natriumgekoelde reactoren afgevoerd als afval. De radiologische samenstelling zal sterk afhangen van de samenstelling van de oorspronkelijke splijtstof (de verrijkingsgraad en de hoeveelheid plutonium en *minor* actiniden). Het lijkt ons onwaarschijnlijk dat bestraalde splijtstof van een *breeder* reactor niet wordt opgewerkt, maar afgevoerd als afval vanwege de grote hoeveelheid splijtbare nucliden. (Een voorbeeld: Galashev [156] beschrijft een metallische U-Pu brandstof die na bestraling bestaat uit meer dan 50% plutonium.) We beperken ons daarom tot reactorontwerpen waarvoor een open splijtstofcyclus te verwachten is.

Wainwright *et al*. [48] en Krall *et al.* [67] hebben studies uitgevoerd naar afvalstromen van verschillende SMR's, waaronder natriumgekoelde ontwerpen. De beschouwde ontwerpen zijn verschillend en de kwantitatieve uitkomsten van de studies kunnen daarom niet zomaar worden gebruikt om conclusies te trekken over andere natriumgekoelde reactoren. Beide studies geven wel aan dat de bestraalde splijtstof van de natriumgekoelde reactoren meer plutonium bevat dan die van een lichtwaterreactor, waardoor de radiotoxiciteit voor ingestie op lange termijn (>10.000 jaar) hoger is. Het verschil is minder dan een factor 2.

Vanwege de hoge burn-up zal de activiteitsconcentratie van de bestraalde splijtstof van een natriumgekoelde reactor hoger zijn dan die van een lichtwaterreactor zoals de benchmark (er hebben meer splijtingen plaatsgevonden per ton). Per splijtstofelement is daarom ook de warmteproductie hoger.

7.6.1.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel

Het koelmiddel van een natriumgekoelde reactor bevat verschillende verontreinigingen die worden verwijderd met *cold traps*. Het gaat om verontreinigingen die het resultaat zijn van onderhoud, corrosie en activering (zuurstof, Co-60 en Mn-54), maar ook tritium (H-3) [151]. Tritium wordt gevormd in het splijtingsproces en komt terecht in het natrium [23].

Daarnaast bevat de afvalstroom die ontstaat bij het zuiveren van het koelmiddel, ook radioactief natrium (het activeringsproduct Na-22, zie

paragraaf 7.4.1). Het is niet mogelijk om dit te verwijderen. De activiteitsconcentratie Na-22 in het koelmiddel bereikt na ongeveer tien jaar een evenwicht, en is dan ongeveer 0,2 GBq/kg [134]. De activiteitsconcentratie Na-22 in de uiteindelijk afgevoerde afvalstoffen zal hieronder liggen (vanwege verdunning door verwerking).

In verschillende al gebouwde natriumgekoelde reactoren (zoals Phénix en BN-350) bevatte het koelmiddel door het falen van de cladding ook een hoge activiteitsconcentratie splijtingsproducten [134]. Zo was de activiteitsconcentratie Cs-137 in het primaire natrium van de BN-350 ongeveer 0,30 GBq/kg. Dit is voor een groot deel verwijderd tijdens de ontmanteling met speciale grafietfilters [157]. De massa van deze afvalstroom was beperkt (in [157] is de massa van de filters gegeven als 16 kg). Tot nu toe is deze zuiveringsvorm enkel uitgevoerd tijdens de ontmanteling. Het CEA verwacht ook dat het falen van de cladding in moderne reactoren niet (of in ieder geval minder vaak) zal voorkomen [19]. Deze (potentiële) afvalstroom wordt daarom niet gerekend als operationele afvalstroom.

7.6.1.3 Overige operationele afvalstoffen

De operationele afvalstromen vallen allen in de IAEA-categorie LLW of ILW [23]. Het afval is radioactief vanwege de aanwezigheid van activeringsproducten op onderdelen zelf (met name Co-60 en Mn-54), of vanwege de aanwezigheid van resten koelmiddel (met name Na-22) [19].

Het vloeibare afval dat bij het schoonmaken van onderdelen ontstaat (verwijderen van natrium) maakt deel uit van de operationele afvalstoffen. In IAEA Tecdoc-1534 [151] is informatie opgenomen over de activiteit van dit vloeibare afval. Genoemde radionucliden[29] zijn Na-22, Mn-54, Co-60 en H-3, met activiteitsconcentraties tussen 10^2 en 10^7 Bq/l. De radionucliden met hoogste activiteitsconcentraties zijn H-3 en Mn-54 (een activeringsproduct met halveringstijd 312 dagen). Voor twee verschillende schoonmaakwerkzaamheden geeft het IAEA ook het volume van de afvalstroom, waardoor de totale activiteit is te berekenen. Bij het schoonmaken van een primaire pomp van de commerciële BN-600 reactor was dit ongeveer 0,1 GBq Co-60, 0,1 GBq H-3 en 300 GBq Mn-54. Bij het schoonmaken van de splijtstofwisselmachine van de PFR (een prototype reactor) was de activiteit van Mn-54 ongeveer een factor 1000 lager.

Volgens het CEA is in de periode 1974-2007 in totaal $5{,}6 \times 10^4$ GBq activiteit ontstaan (gemiddeld $1{,}6 \times 10^3$ GBq per jaar) als vloeibaar afval als gevolg van schoonmaken en decontamineren bij de Phénix-reactor[30], waarvan 90-95 procent Mn-54 [19]. Het CEA spreekt hier overigens van een lozing (*liquid effluent*). Het grootste deel van de activiteit is geloosd in de periode voor 1990 (de eerste periode dat Phénix operationeel was). In die periode werden namelijk veel onderhoudswerkzaamheden uitgevoerd.

[29] Ook enkele splijtingsproducten (Cs-134, Cs-137, Sr-90) worden genoemd, deze komen in het koelmiddel en uiteindelijk de afvalstroom terecht als de cladding faalt.
[30] Een prototype natriumgekoelde reactor met elektrisch vermogen van 255 MW_e [56].

Samengevat lijkt een afvalstroom van (ordegrootte) 10^2 tot 10^3 GBq per jaar een redelijke schatting, met als belangrijkste radionuclide Mn-54.

7.6.2 Lood(-bismut)gekoelde reactor

7.6.2.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

De radiologische samenstelling van deze afvalstroom zal voor een lood(-bismut)gekoelde reactor bij benadering vergelijkbaar zijn als voor een natriumgekoelde reactor, beschreven in paragraaf 7.6.1.1. De belangrijkste punten worden hier kort herhaald (de beschreven afname is ten opzichte van de huidige situatie, een drukwaterreactor met eenmalige opwerking van de splijtstof):

- Bij gebruik van het huidige PUREX-opwerkingsproces zal het opwerkingsafval naast splijtingsproducten ook *minor* actiniden bevatten. De hoeveelheid plutonium die als afval wordt afgevoerd kan bij herhaaldelijke opwerking en gebruik in een metaalgekoelde reactor sterk afnemen (>99%).
- Aanpassingen in het opwerkingsproces kunnen leiden een grote afname (>99%) in de hoeveelheid *minor* actiniden die als afval worden afgevoerd. Hierdoor neemt de radiotoxiciteit voor ingestie (na >1.000 jaar) ook met 99 procent af.

Voor details verwijzen we naar paragraaf 7.6.1.1 en de algemene scenario's voor snelle reactoren in paragraaf 3.2.1.1. De scenarioberekeningen die daar zijn beschreven, gaan uit van een natriumgekoelde reactor. Afhankelijk van de exacte samenstelling van de kern kan een loodgekoelde reactor meer of minder efficiënt actiniden splijten dan een natriumgekoelde [158]. Al met al is daarom te verwachten dat bovenstaande conclusies ook gelden voor lood- of lood-bismutgekoelde reactoren.

De thermische efficiëntie van een loodgekoelde reactor (maximaal 49,3% voor de ontwerpen in ARIS) is hoger dan die van de benchmarkreactor (35,3%). De hoeveelheid splijtingsproducten per $GW_e y$ is daarom bijna 30 procent lager voor de loodgekoelde reactor met de hoogste thermische efficiëntie.

Een aandachtspunt bij het gebruik van nitridebrandstoffen is de activering van N-14, waarbij C-14 (halveringstijd 5730 jaar) ontstaat. N-14 is de meest voorkomende isotoop van stikstof. Verrijking met de isotoop N-15 wordt daarom voorgesteld [23, 38]. Dit is echter duur en lastig te maken. C-14 is ook te verwijderen uit de bestraalde splijtstof tijdens opwerking [23]. Hierdoor ontstaat een langlevende afvalstroom met C-14.

7.6.2.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel

Het koelmiddel in lood(-bismut)gekoelde reactoren zal naar verwachting worden gezuiverd met verschillende filters. We hebben geen specifieke informatie gevonden over de radiologische samenstelling van deze afvalstroom. We verwachten dat het vergelijkbaar zal zijn met de radiologische samenstelling van de overige operationele afvalstoffen, besproken in de volgende paragraaf.

7.6.2.3 Overige operationele afvalstoffen

De operationele afvalstromen vallen allemaal in de IAEA-categorie LLW of ILW [23]. We verwachten dat het afval, net als bij natriumgekoelde reactoren, radioactief zal zijn vanwege de aanwezigheid van activeringsproducten op onderdelen zelf en de aanwezigheid van resten koelmiddel. Het IAEA noemt als belangrijke gammastralers in het koelmiddel Ag-110m, Sb-124 en Co-60 (met halveringstijden van respectievelijk 250 dagen, 60 dagen en 5,3 jaar) [134]. Activiteitsconcentraties zijn niet gegeven.

In lood-bismutgekoelde reactoren ontstaat Po-210 als activeringsproduct. De activiteitsconcentratie van deze alfastraler in het koelmiddel kan oplopen tot 4×10^2 GBq/kg [134]. Vanwege de relatief korte halveringstijd (138 dagen) vormt Po-210 geen probleem voor de langdurige opslag en berging van radioactief afval[31], maar is de voornaamste uitdaging werknemersblootstelling bij onderhoud aan de reactor en de verwerking van het afval. Volgens het IAEA is er voldoende kennis om blootstelling van werknemers aan Po-210 te beperken.

Het IAEA noemt in NP-T-1.6 [134] ook de langlevende activeringsproducten Bi-208 en Bi-210m (halveringstijd respectievelijk $3{,}7 \times 10^5$ en $3{,}0 \times 10^6$ jaar). Beide ontstaan door activering van Bi-209, de isotoop van bismut die van nature voorkomt. De activiteit hiervan is volgens het IAEA laag (na 1.000 jaar bestraling van het koelmiddel is de activiteit lager dan die van uraniumerts). Mogelijk vormt het een aandachtspunt bij de ontmanteling van een lood-bismutgekoelde reactor, omdat dan grote hoeveelheden koelmiddel moeten worden verwerkt. Het koelmiddel kan hergebruikt worden in nieuwe lood-bismutgekoelde reactoren.

7.7 Radioactief afval – hoeveelheden

7.7.1 Natriumgekoelde reactor

7.7.1.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

De omvang van de afvalstroom (in ton of m^3) wordt bepaald door de verwerkingsmethode van de bestraalde splijtstof (wel of geen opwerking, en eventueel welke vorm van opwerking en welke immobilisatiemethode wordt gebruikt voor het opwerkingsafval).

Afval van een gesloten splijtstofcyclus

In een gesloten splijtstofcyclus wordt het opwerkingsafval verglaasd. Om te schatten hoe groot deze afvalstroom wordt, nemen we aan dat dezelfde methode en canisters (CSD-V) worden gebruikt als voor de benchmarkreactor. Per GW_ey bevat het opwerkingsafval van een natriumgekoelde reactor met hoge thermische efficiëntie ongeveer 20 procent minder splijtingsproducten (zie paragraaf 7.6.1.1) en bij efficiënte opwerking nauwelijks *minor* actiniden. De *minor* actiniden zijn ook bij de huidige lichtwaterreactoren, zoals de benchmark, slechts een klein deel van de massa (zie paragraaf 2.2.3.1). Bij benadering nemen

[31] Het transporteren van (afval met) koelmiddel vormt mogelijk wel een uitdaging. De grenswaarden voor transport van Po-210 zijn A_1 = 40 TBq en A_2 = 0,02 TBq (de A1-waarde geldt voor radioactieve stof in 'speciale toestand', zoals een niet-verspreidbare stof) [159]. Voor koelmiddel met activiteitsconcentratie 4×10^2 GBq/kg komen de grenswaarden overeen met respectievelijk 100 en 0,05 kg koelmiddel. Mogelijk zijn daarom speciale transportcontainers nodig, of een periode van vervalopslag.

we daarom aan dat de massa verglaasd afval schaalt met de massa splijtingsproducten, en voor de natriumgekoelde reactor dus ongeveer 20 procent lager is dan voor de benchmark reactor.

De benchmarkreactor produceert ook bestraalde MOX. Wanneer we de totale hoeveelheid afval van bestraalde splijtstof vergelijken, verwachten we per $GW_e y$ het volgende wanneer we overstappen van de benchmarkreactor (bestraalde MOX + verglaasd opwerkingsafval) naar een natriumgekoelde reactor (enkel verglaasd opwerkingsafval):

- De massa neemt af met een factor 5.
- Het aantal canisters (voor eindberging) neemt af met ongeveer een factor 2.

Dit is gebaseerd op een studie van Dungan *et al*. [58], samengevat in Tabel 3.3 in paragraaf 3.2.1.1 (vergelijk de situaties 'PWR 1x opwerking' en 'snelle reactor, isogenerator').

Bij de pyro-verwerking van de bestraalde metallische splijtstof van de natriumgekoelde *Experimental Breeder Reactor II* (EBR-II) ontstond 1,72 ton zoutafval dat is geïmmobiliseerd en verwerkt tot een keramische afvalvorm, met uiteindelijke massa van bijna 51 ton (een toename van een factor 30) [38]. Het is onduidelijk hoeveel ton bestraalde splijtstof dit oorspronkelijk was, maar het illustreert hoe de immobilisatiemethode invloed heeft op de uiteindelijke omvang van de afvalstroom.

Naast het opwerkingsafval ontstaat nog een metallische afvalstroom, namelijk het afval afkomstig van cladding en andere metalen onderdelen van het splijtstofelement. Volgens het IAEA is de omvang van deze afvalstroom voor natriumgekoelde reactoren met oxidebrandstoffen groter dan voor lichtwatergekoelde reactoren (het is onbekend hoeveel groter en of dit ook geldt voor natriumgekoelde reactoren met andere brandstoffen) [23].

Afval van een open splijtstofcyclus
Bij reactoren met een open splijtstofcyclus bestaat de afvalstroom uit bestraalde splijtstofelementen. Deze moeten mogelijk worden voorbewerkt om chemisch gebonden natrium te verwijderen (zie paragraaf 7.5.1.1). In verschillende studies is onderzocht hoe groot deze afvalstroom is (in m^3 en ton per $GW_e y$) voor specifieke ontwerpen geavanceerde reactoren (vaak SMR's), vergeleken met een referentiedrukwaterreactor (referentie-PWR) met open splijtstofcyclus. Resultaten zijn samengevat door Wainwright *et al*. [48]. Hieruit blijkt het volgende:

- Voor een 10 MW_e natriumgekoelde reactor neemt de massa *toe* met een factor 1,8 terwijl het volume ongeveer gelijk blijft.
- Voor een 345 MW_e natriumgekoelde reactor neemt de massa *af* met een factor 3,6 en het volume af met een factor 1,7.

De verschillen in massa zijn waarschijnlijk te verklaren door verschillen in de burn-up van de natriumgekoelde reactor en die van de referentie-PWR (die in de situaties hierboven verschillend was). Zoals besproken in hoofdstuk 3 betekent hoge burn-up dat er veel energie uit elke ton

splijtstof wordt gehaald, waardoor de massa van het afval per eenheid geproduceerde energie lager wordt.

7.7.1.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel

Bij het zuiveren van *cold traps* van natriumgekoelde reactoren ontstaat radioactief afval.

Informatie over de levensduren en frequentie van regeneratie van *cold traps* is in de literatuur beperkt gevonden. In de literatuur is een voorbeeld gevonden van een (model) *cold trap* met een levensduur van veertig jaar en waar elke vijf jaar onzuiverheden worden verwijderd [160]. Daarnaast is informatie gevonden over de *cold traps* van de Russische natriumgekoelde reactoren BN-350, BN-600 en BN-800 (het getal geeft het elektrische vermogen in MW). In een IAEA-publicatie is het totaalvolume natrium in de vijf *cold traps* van de BN-350 gegeven als ongeveer 30 m^3 [56]. Aangenomen dat elke *cold trap* eens per vijf jaar worden geregenereerd, zal dus per jaar ongeveer 6 m^3 verontreinigd natrium (één *cold trap*) ontstaan als afval. Volgens een andere studie heeft de BN-350 in 20 jaar tijd 14 *cold traps* van 3,2 m^3 elk verbruikt (2,2 m^3 per jaar), die onder het ontmantelingsafval vallen [161]. Alekseev *et al.* [162] schatten dat ongeveer 8.000 kg verontreinigingen worden verwijderd uit een grote[32] natriumgekoelde reactor gedurende de levensduur (60 jaar). Volgens de auteurs staat dit gelijk aan het in totaal twintig keer vervangen van een *cold trap.* Dat wil zeggen: één *cold trap* per drie jaar. Elke *cold trap* bevat ongeveer 350 kg verontreinigingen en heeft een totaalvolume van 1,75 m^3 (per jaar: ongeveer 120 kg verontreinigingen, *cold trap* volume ongeveer 0,6 m^3). Met bepaalde technologische aanpassingen kan de hoeveelheid afval met nog ongeveer tweederde worden verlaagd (per jaar: circa 40 kg verontreinigingen, *cold trap* volume ongeveer 0,2 m^3).

Al met al schatten wij de omvang van deze afvalstroom op ongeveer 1 m^3 verontreinigd natrium per jaar (range: 0,2–6 m^3). Het is onduidelijk hoe de omvang schaalt met het vermogen van de reactor voor geavanceerde reactoren.

Bij de ontmanteling van Superphénix is het natrium omgezet in natriumcarbonaat en uiteindelijk geïmmobiliseerd in beton (zie paragraaf 7.5.1.2). Als dit proces voor het verontreinigde natrium uit de *cold traps* wordt gebruikt, zal 1 m^3 natrium ruwweg overeenkomen met 13 m^3 beton (ongeveer 31 ton). Dit is een ruwe schatting, die waarschijnlijk conservatief is. Een deel van het natrium kan waarschijnlijk worden hergebruikt.

7.7.1.3 Overige operationele afvalstoffen

De categorie ‘overige operationele afvalstoffen’ omvat gebruikte onderdelen, besmet gereedschap, persoonlijke beschermingsmiddelen, en dergelijke. Deze afvalstoffen ontstaan ook bij de benchmarkreactor. We vonden geen indicaties dat deze afvalstroom voor een natriumgekoelde reactor groter of kleiner is dan voor een lichtwaterreactor, zoals de benchmark. We schatten daarom dat de

[32] De auteurs geven geen vermogen, maar het lijkt te gaan om een reactor als BN-600 of groter [162].

omvang van de afvalstroom gelijk is aan die van de benchmarkreactor (zie paragraaf 4.7.3).

Bij natriumgekoelde reactoren ontstaat nog een additionele afvalstroom door het schoonmaken van onderdelen (verwijderen van resten koelmiddel). Het volume vloeibaar afval dat hierbij ontstaat, is vele malen groter dan het oorspronkelijke volume natrium. Maar volumevermindering door indampen is in sommige gevallen mogelijk [151]. Het CEA rapporteert dat door werkzaamheden bij de Phénix-reactor jaarlijks tussen 50 en 1.000 m^3 vloeibaar afval ontstond [19]. Dit komt redelijk overeen met de waarden die het IAEA geeft voor het schoonmaken van een primaire pomp van de commerciële BN-600 reactor (200 m^3) en de splijtstofwisselmachine van de prototype-reactor PFR (22 m^3) [151].

Het is onduidelijk hoe vaak grote schoonmaakwerkzaamheden moeten worden uitgevoerd. Een hoeveelheid van ongeveer 100 m^3 vloeibaar afval per jaar lijkt een conservatieve schatting. Daarnaast zal moeten worden onderzocht of lozen van dit vloeibare afval mogelijk is (zoals het geval was voor het afval van de Phénix-reactor [19]), of dat verwerking voor opslag en berging wenselijk is.

Verwerkingsopties zijn indampen en omzetten in natriumcarbonaat, gevolgd door immobilisatie in bijvoorbeeld beton, zoals beschreven in paragraaf 7.5.1.2. Het is onduidelijk wat de uiteindelijke omvang van de afvalstroom is.

7.7.2 Lood(-bismut)gekoelde reactor

7.7.2.1 Bestraalde splijtstof en opwerkingsafval

De omvang van de afvalstroom (in ton of m^3) afkomstig van bestraalde splijtstof of opwerking is voor lood(-bismut)gekoelde reactoren naar verwachting vergelijkbaar als voor natriumgekoelde reactoren, beschreven in paragraaf 7.7.1.1. De belangrijkste punten worden hieronder kort herhaald:

- De massa verglaasd opwerkingsafval per $GW_e y$ is voor een metaalgekoelde reactor lager dan voor een lichtwaterreactor zoals de benchmark, vanwege de hogere thermische efficiëntie. We schatten de afname op bijna 30 procent voor de loodgekoelde reactor met de hoogst gerapporteerde thermische efficiëntie uit de ARIS-database (zoals besproken in paragraaf 7.6.2.1).
- Vergeleken met een lichtwaterreactor zoals de benchmarkreactor (opwerkingsafval + bestraalde MOX) zal het afval van een lood(-bismut)gekoelde reactor (enkel opwerkingsafval) ongeveer een factor 5 lagere massa hebben, en een factor 2 minder canisters (voor eindberging).

Voor details verwijzen we naar paragraaf 7.7.1.1 en de algemene scenario's voor snelle reactoren in paragraaf 3.2.1.1.

7.7.2.2 Afval afkomstig van het zuiveren van koelmiddel

We hebben geen informatie gevonden over de hoeveelheid afval (gebruikte filters) die ontstaat bij het zuiveren van het koelmiddel van lood(-bismut)gekoelde reactoren.

In de literatuur wordt gerapporteerd dat meer dan 10^{-3} massa procent van het koelmiddel kan bestaan uit kleine oxidedeeltjes, die moeten worden verwijderd door filtratie [163]. Voor de BREST-OD-300, met 740 m^3 koelmiddel (dichtheid circa 10 ton/m^3 [134]) komt dit overeen met ongeveer 74 kg deeltjes. De omvang van de afvalstroom hangt daarnaast af van de massa van de filters zelf, de snelheid waarmee deeltjes worden gevormd en verwijderd door de filters, de levensduur van filters in het koelmiddel en de manier waarop filters worden verwerkt (bij immobilisatie in beton zal de omvang van de afvalstroom toenemen).

7.7.2.3 Overige operationele afvalstoffen

We vonden geen informatie over de omvang van de afvalstroom 'overige operationele afvalstoffen' voor lood(-bismut)gekoelde reactoren. Naar verwachting omvat deze afvalstroom vergelijkbare soorten afvalstoffen als bij een lichtwaterreactor zoals de benchmarkreactor, namelijk gebruikte onderdelen, besmet gereedschap, persoonlijke beschermingsmiddelen, en dergelijke.

Zoals genoemd in paragraaf 7.4.1 is lood corrosief. Het is onduidelijk welke gevolgen dit precies heeft voor het afval van loodgekoelde reactoren. Het is mogelijk dat reactoronderdelen vaker moeten worden vervangen dan bij lichtwaterreactoren, maar corrosie kan ook worden beperkt door de zuurstofconcentratie in het koelmiddel te controleren, waardoor een beschermende oxidelaag ontstaat [131, 134]. De ontwerplevensduur van lood(-bismut)gekoelde reactoren is 35-43 jaar voor SMR's en tot zestig jaar voor sommige grotere ontwerpen, vergelijkbaar als voor lichtwatergekoelde reactoren [135]. Snellere ontmanteling (door extreme corrosie) lijkt daarmee in ieder geval niet aan de orde voor loodgekoelde reactoren.

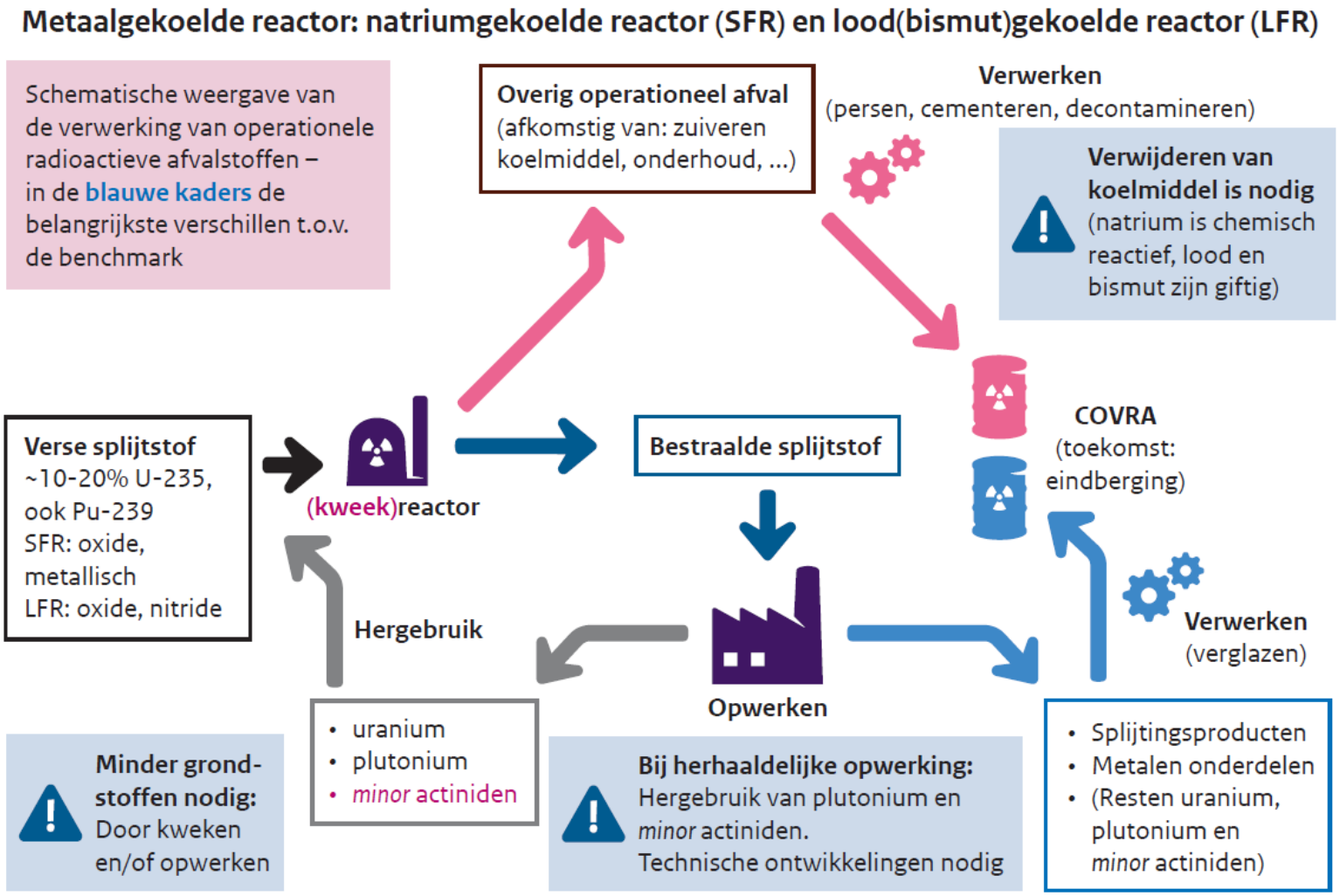
Al met al schatten we dat de omvang van de afvalstroom niet sterk afwijkt met die van de benchmarkreactor (zie paragraaf 4.7.3), met de kanttekening dat we niet goed kunnen inschatten in hoeverre corrosie van reactoronderdelen leidt tot meer afval.

7.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid

1. Metaalgekoelde reactoren hebben een snel neutronenspectrum en zijn ontworpen om gebruik te maken van een gesloten splijtstofcyclus met herhaaldelijke opwerking. Dit leidt tot een grote afname in de hoeveelheid plutonium in het afval. De reactoren kunnen opereren als *breeder* (kweek) reactoren (om splijtstof voor andere reactoren te produceren) of *burner* reactoren, die *minor* actiniden splijten. Hierdoor neemt de hoeveelheid *minor* actiniden in het afval sterk af.
2. Voor een volledig gesloten splijtstofcyclus waar ook *minor* actiniden worden gespleten, zijn ontwikkelingen in het opwerkingsproces nodig. Er wordt onderzoek gedaan naar het aanpassen van het bestaande PUREX-proces. Zeker voor carbide-, nitride- en metallische brandstoffen lijkt pyro-verwerking een goed alternatief. Dit is nog niet commercieel beschikbaar.
3. Metaalgekoelde reactoren opereren bij hoge temperatuur. De thermische efficiëntie is hoog. Als gevolg hiervan is de

hoeveelheid splijtingsproducten (ton per $GW_e y$) ongeveer 20-30 procent lager dan voor de benchmarkreactor (de drukwaterreactor kerncentrale Borssele).
4. Afvalstoffen van metaalgekoelde reactoren bevatten resten koelmiddel. Bij het verwerken moet hiermee rekening worden gehouden. Natrium is chemisch reactief. Lood en bismut zijn giftig.
5. We vonden weinig kwantitatieve informatie over de omvang van de afvalstromen die bij het zuiveren van het koelmiddel en bij overige operationele processen (zoals onderhoud) ontstaan.

Figuur 7.3 Schematische weergave van de verwerking van operationele radioactieve afvalstoffen van de metaalgekoelde reactor. COVRA (Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval) is het bedrijf dat verantwoordelijk is voor de opslag van radioactief afval in Nederland.



8 Gesmoltenzoutreactor

8.1 Inleiding

Met name in de Verenigde Staten werd vanaf het midden van de 20e eeuw veel onderzoek gedaan naar gesmoltenzoutreactoren (*molten salt reactor*, MSR). Het Amerikaanse onderzoeksprogramma resulteerde onder andere in de onderzoeksreactor Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) van Oak Ridge National Laboratory (ORNL) [164]. De MSRE was operationeel in de periode 1965-1969. Dit was een grafietgemodereerdereactor op basis van U-235. In de jaren zeventig is bij ORNL ook aan een kweekreactor (*molten salt breeder reactor*, MSBR) gewerkt. Deze kweekreactor is nooit gebouwd, maar de ervaring die is opgedaan bij ORNL vormt een belangrijke basis voor de huidige Generatie IV-reactoren.

Vaak wordt onderscheid gemaakt tussen twee soorten gesmoltenzoutreactoren [165, 166]:

- *Salt-cooled*-reactoren, waarbij het gesmolten zout enkel wordt gebruikt als koelmiddel, en de splijtstof wordt toegevoegd in vaste vorm. Vaak is dit TRISO-brandstof, net als in gasgekoelde reactoren. Deze reactoren worden ook wel *fluoride-salt-cooled-high-temperature* (FHR) -reactoren genoemd.
- *Salt-fueled*-reactoren, waarbij de splijtstof is opgelost in het zout. Het gesmolten zout is daarmee koelmiddel en brandstof ineen. Een subcategorie zijn de *two-fluid*-reactoren, waarbij de kern twee verschillende zoutcircuits bevat (één met splijtstof en één met kweekstof, hier respectievelijk splijtcircuit en kweekcircuit genoemd). Het Generation IV International Forum maakt onderscheid tussen twee andere subcategorieën van *salt-fueled*-reactoren, namelijk reactoren met natuurlijke circulatie en reactoren met pompen. De MSRE en MSBR waren beide *salt-fueled*-ontwerpen, respectievelijk *single-fluid* en *two-fluid*.

Het IAEA gebruikt in TRS 489 een andere indeling, op basis van onder andere het neutronenspectrum [164]:

- Klasse I: de grafietgemodereerde reactoren (zoals de MSRE). Het koelmiddel is een fluoridezout en door de aanwezigheid van de moderator is het neutronenspectrum thermisch. Reactoren in deze klasse hebben volgens het IAEA de hoogste *technology readiness level* van de verschillende klassen, omdat ervaring is opgedaan met onderzoeksreactoren.
- Klasse II: homogene reactoren, waar de kern enkel gesmolten fluoride- of chloridezout bevat met daarin opgeloste splijtstof. De kern bevat geen andere componenten, zoals een aparte moderator. Het neutronenspectrum is snel.
- Klasse III: heterogene reactoren, waar een gesmolten zout de splijtstof bevat en dit zout fysiek is gescheiden van het koelmiddel of de moderator. Reactoren in deze klasse hebben volgens het IAEA vaak een lagere *technology readiness level* dan andere klassen, omdat nog veel onderzoek nodig is om de scheidingsmaterialen (verder) te ontwikkelen.

- Klasse IV: alle overige soorten gesmoltenzoutreactoren, zoals reactoren waar de brandstof een vast zout is, of reactoren waarbij een moderator wordt opgelost in het koelmiddel. De meeste ontwerpen in deze categorie zijn oud.

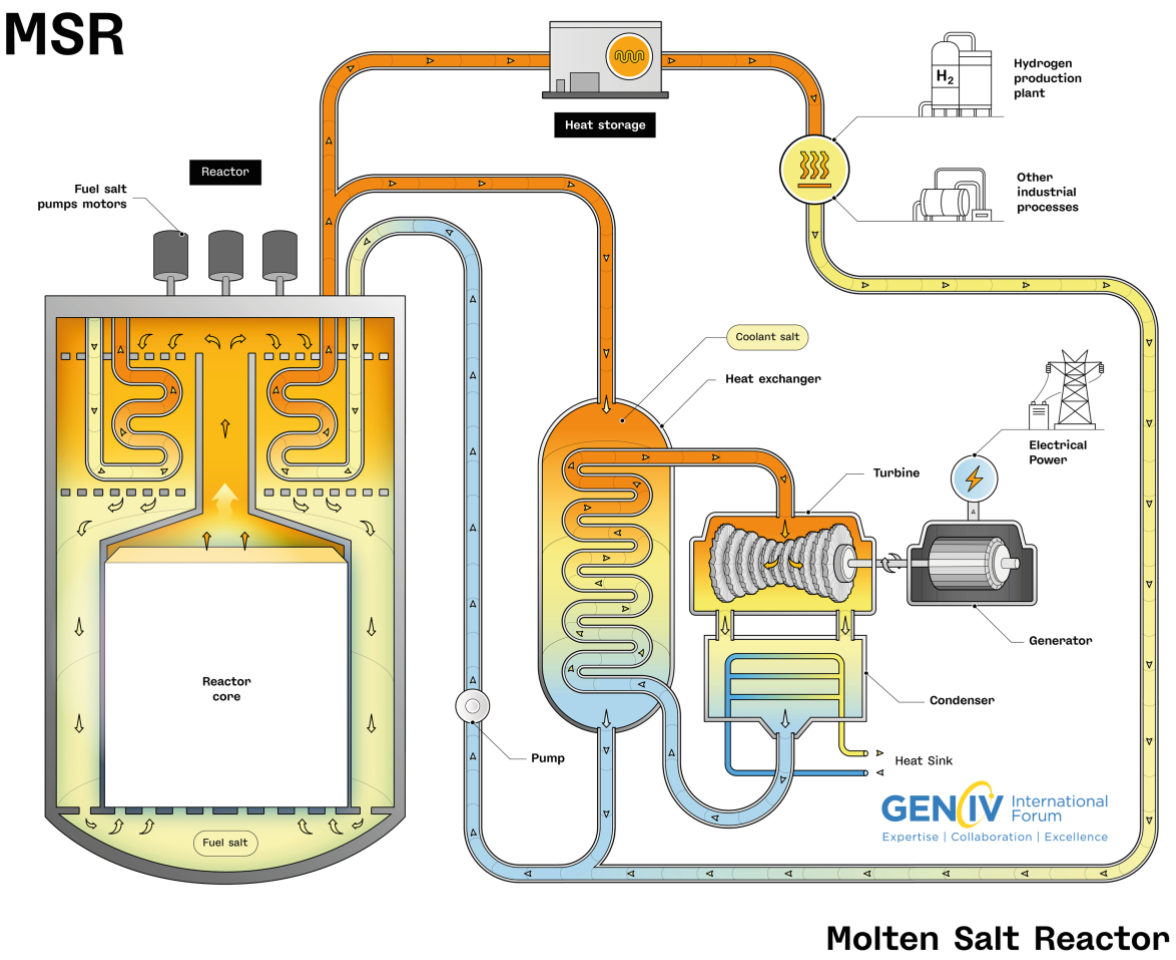
Elke klasse wordt door het IAEA weer verder onderverdeeld in sub- en subsubklassen, afhankelijk van bijvoorbeeld het type zout en de brandstof. Dit hoofdstuk legt de nadruk op de reactoren in klasse I en II. De *salt-cooled*-reactoren vallen in klasse I, terwijl *salt-fueled*-reactoren in alle klassen kunnen vallen.

In de ARIS-database zijn vijftien verschillende gesmoltenzoutreactoren opgenomen, waarvan tien met een thermisch en vijf met een snel neutronenspectrum [8]. Het thermisch vermogen van deze voorgestelde reactoren ligt tussen 20 en 3.000 MW_{th} (gemiddelde: 511 MW_{th}, mediaan: 285 MW_{th}). In het SMR-dashboard van NEA worden nog drie andere gesmoltenzoutreactoren genoemd, waaronder de MSR-1 van Natura Resources. Dit is een kleine (1 MW_{th}) onderzoeksreactor, waarvoor de Nuclear Regulatory Commission (NRC) van de Verenigde Staten in 2024 een vergunning heeft afgegeven [167]. Daarnaast is in de VS recent gestart met de bouw van een andere gesmoltenzoutreactor, de Hermes van Kairos Power. De reactor maakt gebruik van TRISO-deeltjes in grafietpebbles als brandstof. Deze 35 MW_{th}-demonstratiereactor wordt gebouwd om het concept verder te ontwikkelen [4, 168]; in de ARIS-database is een 320 MW_{th}-ontwerp opgenomen (onder de naam KP-FHR, Kairos Power *fluoride-salt-cooled-high-temperature*-reactor) [169].

8.2 Werkingsprincipe

In een gesmoltenzoutreactor (MSR) wordt gesmolten zout gebruikt als het koelmiddel. Veelgenoemde voordelen van dit type reactoren zijn de eigenschappen van het koelmiddel (hoge warmtecapaciteit, niet-brandbaar), de werking bij (ongeveer) atmosferische druk, wat de kans op verlies van koelmiddel verkleint, de negatieve reactiviteitscoëfficiënt (waardoor de splijtingsreactie langzamer verloopt bij opwarming of een koelmiddellek) en de hoge werktemperatuur en daarmee ook hoge thermische efficiëntie [164, 165, 170, 171]. De efficiëntie ligt volgens de ARIS-database tussen 46 en 50 procent. Daarnaast zijn verschillende splijtstofcycli mogelijk: gesmoltenzoutreactoren kunnen worden gebruikt om plutonium en *minor* actiniden te splijten of toegepast als kweekreactoren (bijvoorbeeld met de Th-232/U-233 cyclus).

Figuur 8.1 Schematische weergave van een gesmoltenzoutreactor (molten salt reactor, MSR). Figuur van Generation IV International Forum [2].



Er zijn veel verschillende ontwerpen mogelijk, al is het basisprincipe hetzelfde als in een drukwaterreactor zoals de benchmark: warmte wordt via warmtewisselaars overgedragen aan stoom of gas waarmee een turbine wordt aangedreven. In sommige ontwerpen wordt een extra tussenliggende koelmiddelkringloop gebruikt (zie bijvoorbeeld de schematische figuur van de Gen. IV gesmoltenzoutreactor, Figuur 8.1).

Een belangrijk verschil met alle andere in dit rapport besproken reactorontwerpen is dat de brandstof van de *salt-fueled* reactoren vloeibaar is. De splijtingsproducten komen direct vrij in het koelmiddel, wat gevolgen heeft voor de afvalverwerking. Dit wordt overigens gezien als een voordeel (onder andere door het IAEA), omdat splijtingsproducten maar beperkt kunnen vrijkomen uit de reactor bij een ongeval [164, 165, 170]. Dit komt omdat de vluchtige splijtingsproducten kunnen worden verwijderd terwijl de reactor in gebruik is, en de overige splijtingsproducten goed oplossen in het zout (of hechten aan onderdelen van de reactor).

Als belangrijke uitdagingen noemt het IAEA in TRS 489 [164] de beveiliging van een reactor met splijtstof homogeen verdeeld in het koelmiddel, de complexiteit van sommige ontwerpen (waarbij het zout continu wordt gezuiverd) en de zoutchemie. Om corrosie/degradatie van materialen zoals het reactorvat en de moderator tegen te gaan, moet de samenstelling (eigenlijk: de redoxpotentiaal) van het zout nauwkeurig worden gecontroleerd. Op laboratoriumschaal is dit mogelijk, maar op grote schaal is dit uitdagend [164].

8.3 Brandstof

Salt-cooled reactoren gebruiken een vaste brandstof. Voor drie reactorontwerpen in de ARIS-database is opgegeven dat zij TRISO-deeltjes in grafietpebbles als brandstof gebruiken. De verrijkingsgraad van het uranium in deze brandstof is, volgens de ARIS-database, 8-20 procent. Het SMR-dashboard van NEA [32] toont ook enkele ontwerpen met een lagere verrijkingsgraad (tot 5%). De pebbles gebruikt in *salt-cooled* reactoren wijken wat af van de typische pebbles die in gasgekoelde reactoren worden gebruikt. Ze zijn iets kleiner (diameter: 3 cm) en bestaan uit een kern van grafiet, met daaromheen een laag die TRISO-deeltjes bevat, en uiteindelijk weer een dunne grafietlaag [172, 173].

In *salt-fueled* reactoren is de brandstof opgelost in het zout. Deze brandstof is bijvoorbeeld UF_4, PuF_3 en/of ThF_4 (als kweekstof) [166]. Het IAEA beschrijft in NW-T-1.7 een reactorontwerp (een snelle reactor met fluoridezout) waar splijt- en kweekstoffluoriden 22,5 mol procent van het zout uitmaken [23].

Informatie over de verrijkingsgraad is slechts voor drie *salt-fueled* ontwerpen in de ARIS-database gegeven (deze verrijkingsgraad is 2-5%). Gesmoltenzoutreactoren worden vooral ontworpen om bestraalde splijtstof (plutonium en/of *minor* actiniden) van andere reactoren te splijten (*burner*-reactoren, bijvoorbeeld [174-178]), of om zelf splijtstof te kweken (*breeder*-reactoren, bijvoorbeeld U-233 uit Th-233, zie bijvoorbeeld [178-180]).

Een mogelijk probleem voor de *burner*-gesmoltenzoutreactoren is de beperkte oplosbaarheid van de zouten van plutonium en *minor* actiniden in het zoutkoelmiddel [170]. Door uranium- of thoriumzouten (UF_4 of ThF_4) toe te voegen, neemt de oplosbaarheid toe. Een bijkomend voordeel is dat hiermee ook splijtbare nucliden (Pu-239 uit U-238, of U-233 uit Th-232) worden gekweekt, waarmee de splijtingsreactie in stand kan worden gehouden.

Van een aantal ontwerpen in de ARIS-database is expliciet beschreven dat het *two-fluid*-ontwerpen zijn, met een apart zoutcircuit voor kweekstof [178, 179, 181]. Een voordeel van een *two-fluid*-ontwerp is dat dit het zuiveren van het koelmiddel vereenvoudigt [170]. De in het kweekcircuit gevormde splijtstof kan worden geïsoleerd en toegevoegd aan het splijtcircuit wanneer dat nodig is voor de reactiviteit. Zo blijft het splijtcircuit vrij van kweekstof. Dat is een voordeel, omdat de aanwezigheid van thorium het verwijderen van splijtingsproducten uit het koelmiddel bemoeilijkt.

8.4 Koelmiddel en moderator

Het koelmiddel in een gesmoltenzoutreactor is een gesmolten (vloeibaar) zout. Dit is een fluoride- of chloridezout [164]. Er is veel onderzoek gedaan naar fluoridezouten (onder andere de opgedane ervaring van de MSRE). De ontwerpen die gebruikmaken van fluoridezouten hebben daarom over het algemeen een hogere *technology readiness level* dan ontwerpen met chloridezouten [164, 170].

Fluoridezouten op basis van lithium, beryllium en natrium worden toegepast als koelmiddel. Een veel gebruikt fluoridezout bestaat uit lithium- en berylliumfluoride ($LiF\text{-}BeF_2$), ook wel 'FLiBe' genoemd. Om neutronenvangst door Li-6 te voorkomen, wordt lithium verrijkt in Li-7 gebruikt. Lithium en beryllium hebben een modererend vermogen, maar reactoren die gebruikmaken van deze zouten worden nog altijd gezien als snelle reactoren [164]. Lithium en beryllium kunnen kernreacties aangaan met neutronen waarbij tritium gevormd wordt. De gevormde hoeveelheid tritium is twee ordes van grootte hoger dan in een drukwaterreactor (PWR) met vergelijkbaar vermogen [115].

Gebruikte chloridezouten zijn onder andere natrium-, kalium-, calcium-, magnesium-, koper- en zinkchloride [164]. Deze zouten modereren niet, en het neutronenspectrum van reactoren met chloridezouten is daarom snel[33]. Het snelle neutronenspectrum is gunstig voor de toepassing als kweekreactor. Een ander voordeel van chloridezouten is dat actiniden goed hierin oplossen. Een nadeel is de activering van Cl-35 (een stabiele chloorisotoop met natuurlijke abundantie van 76%), waardoor Cl-36 ontstaat. Cl-36 heeft een lange halveringstijd (3×10^5 jaar) en heeft een hoge mobiliteit. Dat is ongunstig voor het risico van het afval op lange termijn (de verwachte dosis voor mensen over >10.000 jaar).

De meest gebruikte moderator bij gesmoltenzoutreactoren is grafiet [164]. Dit is (op dit moment) de enige vaste moderator die in gesmoltenzoutreactoren is te gebruiken. Voor ontwerpen met vaste brandstof kan het grafiet onderdeel zijn van de brandstof (zoals TRISO-deeltjes in grafietpebbles). In *salt-fueled*, thermische reactoren is de grafietmoderator bijvoorbeeld als blokken aanwezig, met daarin buizen waardoor het gesmolten zout stroomt (zie [180]). Ook de barrière tussen het splijtcircuit en het kweekcircuit in een *two-fluid*-ontwerp kan van grafiet gemaakt zijn [170].

De volumefractie van het zout in een thermische *salt-fueled* reactor is relatief laag. Het IAEA noemt in TRS 489 een volumefractie van 0,13 [164], terwijl Zou *et al.* [182] volumefracties tussen 0,19 en 0,39 noemen voor verschillende ontwerpen, waarbij de rest van het volume (enkele tientallen m^3) uit grafiet bestaat.

In de ARIS-database is ook één thermisch reactorontwerp opgenomen met een andere moderator dan grafiet. Het gaat om de Copenhagen Atomics Waste Burner [179]. De moderator is zwaar water, dat fysiek

[33] Chloridezouten worden niet toegepast met een aparte moderator, omdat chloorisotopen thermische neutronen goed absorberen [164].

gescheiden is van het zoutcircuit. Dit ontwerp valt dus in klasse III van de IAEA-classificatie.

8.5 Radioactief afval – vorm, chemische eigenschappen, verwerking

8.5.1 Inleiding

De radioactieve afvalstromen van een *salt-fueled* reactor[34] zijn anders dan die van een lichtwaterreactor, zoals de benchmarkreactor [164]. Dit komt omdat de splijtstof in het koelmiddel is opgelost. In plaats van een splijtstofwissel waarbij bestraalde splijtstofelementen door nieuwe worden vervangen, kan in een *salt-fueled* reactor continu nieuwe splijtstof (en/of kweekstof) aan het reactorvat worden toegevoegd. De splijtingsproducten komen ook direct in het koelmiddel terecht. Dit heeft enkele belangrijke gevolgen:

- Er is geen onderscheid tussen de afvalstromen afkomstig van (opwerking van) bestraalde splijtstof en die van het zuiveren van het koelmiddel.
- De aanwezige radionucliden in het koelmiddel, en hun activiteit, zijn in een *salt-fueled* reactor anders dan in een lichtwaterreactor. In een lichtwaterreactor bevat het koelmiddel met name radionucliden die door corrosie en activering van onderdelen ontstaan (zie paragraaf 4.6.2). In een *salt-fueled* reactor kan de activiteitsconcentratie in het koelmiddel hoger zijn, omdat het koelmiddel ook splijtstof, kweekstof, *minor* actiniden en splijtingsproducten bevat. Dat betekent ook dat onderdelen die met het koelmiddel in contact staan een hoge mate van besmetting kunnen hebben.

De categorie ‘splijtingsproducten’ omvat isotopen van verschillende chemische elementen met verschillende chemische eigenschappen, die beïnvloeden waar ze in de reactor terechtkomen. Vluchtige splijtingsproducten kunnen uit het koelmiddel ontsnappen en slecht-oplosbare splijtingsproducten slaan neer op reactoronderdelen, of vormen kleine deeltjes. Overige splijtingsproducten blijven opgelost in het zout.

8.5.1.1 Het zuiveren van koelmiddel

Door het koelmiddel te zuiveren, kan de activiteitsconcentratie worden verlaagd. Dit wordt in verschillende reactorontwerpen op verschillende manieren gedaan. Grofweg kunnen de splijtingsproducten (de ‘bestraalde splijtstof’) worden verwijderd door na een bepaalde periode de inhoud van het reactorvat (zout met daarin splijtstof en splijtingsproducten) als afval af te voeren, of door het zout volledig te zuiveren (op te werken) [164].

Bij het opwerken van het ‘bestraalde’ zout worden splijtingsproducten en corrosieproducten zo veel mogelijk geïsoleerd en afgevoerd als afval, terwijl nuttige componenten (het koelmiddelzout en splijtstof/kweekstof, inclusief *minor* actiniden) zo veel mogelijk worden hergebruikt. Voor het zuiveren noemt het IAEA in TRS 489 [164] als twee uitersten het opwerken van de volledige inhoud van het reactorvat na een bepaalde

[34] De *salt-cooled* reactoren lijken wat betreft afvalstromen meer op de lichtwaterreactoren. De splijtstof is een vaste stof (bijvoorbeeld TRISO-deeltjes in grafietpebbles), die inclusief splijtingsproducten en *minor* actiniden kan worden verwijderd na gebruik.

tijd, of het regelmatig (bijvoorbeeld dagelijks) zuiveren van kleine hoeveelheden. Beide uitersten hebben voor- en nadelen, en tussenvarianten zijn ook mogelijk. Zo noemt het IAEA bijvoorbeeld de mogelijkheid om splijtstof snel te isoleren en opnieuw te gebruiken, terwijl het zout met splijtingsproducten als afval wordt afgevoerd (eventueel met latere verwerking om het zout te kunnen hergebruiken). In sommige reactorontwerpen, zoals de MSFR (*molten salt fast reactor*) van het Franse CNRS [178], wordt continue zuivering van het zout voorzien. In feite omvat het reactorcomplex een opwerkingsfabriek. Een dergelijke ingebouwde opwerkingsvorm is een technologische en logistieke uitdaging. Er zijn nog veel ontwikkelingen nodig voor dit op industriële schaal mogelijk is [49].

Een gevolg van het continu (geheel of gedeeltelijk) opwerken betekent dat er processen plaatsvinden en afvalstromen ontstaan met (zeer) kortlevende radionucliden [166]. Het dosistempo is daarmee veel hoger dan bij de opwerking van bestraalde splijtstof van een lichtwaterreactor, dat plaatsvindt wanneer de kortlevende radionucliden al zijn vervallen.

Overigens raadt het IAEA aan om altijd een deel van de splijtingsproducten (met name de vluchtige) te verwijderen terwijl de reactor operationeel is, ook wanneer de reactorinhoud na verloop van tijd als afval wordt afgevoerd [164].

8.5.1.2 De levensduur van reactoronderdelen

Een ander belangrijk verschil tussen lichtwaterreactoren, zoals de benchmark KCB, en gesmoltenzoutreactoren, is de levensduur van reactoronderdelen [164]. Met name de grafietmoderator van de thermische reactoren heeft een korte levensduur, omdat dit aangetast wordt bij hoge neutronenflux en temperatuur [164, 170]. Het grafiet moet daarom regelmatig worden vervangen, typisch elke zeven jaar [166]. Ook andere materialen, zoals het reactorvat zelf, worden aangetast. Bij reactoren met een snel neutronenspectrum kan de neutronenflux zeer hoog worden. Hierdoor wordt de levensduur van deze componenten beperkt [164].

Vanwege de korte levensduur van reactorcomponenten en de noodzaak om het koelmiddel te zuiveren, zijn sommige reactorontwerpen modulair ontworpen. Na een aantal jaar kan het reactorvat met inhoud worden afgevoerd en op een externe locatie worden opgewerkt/verwerkt. Het afval dat hierbij ontstaat kan worden gezien als operationeel afval dat na een gedeeltelijke tussentijdse ontmanteling ontstaat. Veel ontwerpen gaan uit van een toekomstige situatie met veel reactoren, zodat bepaalde delen (met name koelmiddelzout en splijtstof/kweekstof) herbruikbaar zijn. Voorbeelden van modulaire ontwerpen zijn:

- Copenhagen Atomics Waste Burner, 100 MW_{th} *two-fluid* thermische reactor [179]: deze reactormodule, ter grootte van een zeecontainer, is ontworpen om vijf jaar lang autonoom te kunnen werken (zonder onderhoud of andere menselijke interventie). Vluchtige splijtingsproducten worden binnen de module afgevangen en opgeslagen. Na vijf jaar is het reactorvat aan vervanging toe en wordt de module ontmanteld. Het zout in zowel het kweek- als het splijtcircuit kan worden hergebruikt na opwerking (verwijderen van splijtingsproducten). Ook de

moderator (zwaar water) kan worden hergebruikt. Het reactorvat zelf wordt als afval beschouwd.

- IMSR400, 442 MW_{th} thermische reactor, van Terrestrial Energy [183]: deze reactormodule is gebaseerd op de MSRE van ORNL. De totale ontwerplevensduur van de centrale is 56 jaar, met elke 7 jaar een nieuwe reactormodule (*core unit*). Zeven jaar is de levensduur van de grafietmoderator. Vluchtige splijtingsproducten worden continu verwijderd uit het koelmiddel, en regelmatig wordt zout met nieuwe splijtstof (U-235, 4,95% verrijkingsgraad) toegevoegd. De splijtstofcyclus wordt beschreven als *once-through* zonder opwerking, maar met gedeeltelijk hergebruik van het zout: een nieuwe reactormodule wordt gevuld met het zout (en dus opgeloste splijtstof) van een oude module, en bijgevuld met vers splijtstofzout zodat de reactor kritiek wordt.
- Stellarium, 250 MW_{th} snelle reactor [176]: deze kweekreactormodule wordt ontworpen om twintig jaar autonoom te werken zonder nieuwe brandstof (al heeft het reactorvat een levensduur van slechts tien jaar). Vluchtige splijtingsproducten worden verwijderd. Na twintig jaar moet het zout worden opgewerkt, omdat de gevormde niet-vluchtige splijtingsproducten de kettingreactie afremmen [184]. Splijt- en kweekstof (inclusief *minor* actiniden) en het zout kunnen volgens de ontwerpers worden hergebruikt in een nieuwe module.
- Thorizon, 250 MW_{th} snelle reactor [175]: dit ontwerp bestaat uit een aantal aparte modules die gezamenlijk één reactor vormen. Elke module gaat vijf tot tien jaar mee en blijft gedurende deze periode gesloten (en produceert dus geen operationeel afval). Na gebruik wordt de module bij een externe faciliteit geleegd. Daarbij zijn delen van de inhoud herbruikbaar in een nieuwe module.

8.5.1.3 Overzicht van de afvalstromen

Deze paragraaf geeft een kort overzicht van de verschillende afvalstromen van gesmoltenzoutreactoren. Gedetailleerde informatie over de chemische samenstelling en mogelijke verwerkingsopties komt in de volgende paragrafen aan bod. De nadruk ligt op *salt-fueled* reactoren.

Voor *salt-cooled* reactoren (en sommige andere bijzondere ontwerpen) komen splijtingsproducten niet vrij in het koelmiddel, en zijn sommige afvalstromen niet van toepassing. De verwerking van bestraalde TRISO-deeltjes in grafietpebbles wordt besproken in hoofdstuk 6.

Het radioactieve afval van gesmoltenzoutreactoren bestaat uit [166]:

1. Afgas (*off-gas*): dit bestaat uit vluchtige splijtingsproducten, die in veel gevallen continu uit het systeem worden gefilterd terwijl de reactor operationeel is.
2. Zouthoudend afval: dit bestaat uit koelmiddel in bulk of kleine hoeveelheden. Het ontstaat wanneer onderdelen moeten worden vervangen (en daarbij worden gereinigd), het zout wordt gezuiverd, of het zout als geheel moet worden vervangen.

3. Koolstofhoudend afval: dit bestaat met name uit grafiet dat wordt gebruikt als moderator en/of reflector (zoals besproken in paragraaf 8.4).
4. Metaalhoudend afval: dit bestaat uit reactoronderdelen die tijdens de levensduur van de reactor moeten worden vervangen (zoals besproken in paragraaf 8.5.1.2).
5. Ontmantelingsafval: dit bestaat onder andere uit grote hoeveelheden beton naast zout-, koolstof- en metaalhoudende afvalstromen. Een uitgebreide discussie is buiten scope van dit rapport.
6. Overig operationeel afval: dit bestaat onder andere uit persoonlijke beschermingsmiddelen, filters en laboratoriumafval (bijvoorbeeld door monstername).

Er is nog veel onderzoek nodig naar de technische haalbaarheid van het verwerken van de afvalstromen afkomstig van met name *salt-fueled* reactoren [23, 38]. Veel technieken zijn haalbaar op laboratoriumschaal, of bevinden zich nog in een conceptueel stadium.

8.5.2 Af-gas

De vluchtige splijtingsproducten omvatten de edelgassen (isotopen van Xe en Kr), jodiumverbindingen en tritiumverbindingen, maar ook aerosoldeeltjes van het zout (met daarin een verscheidenheid aan splijtingsproducten en actiniden) [166]. Ook de dochters van deze radionucliden eindigen in het af-gas. Met verschillende scrubbers en filters (vaak al commercieel beschikbaar) kan deze afvalstroom worden geïsoleerd en uiteindelijk in vaste vorm geïmmobiliseerd (keramisch, glas). De edelgassen kunnen in gasvorm worden opgeslagen, tot ze zijn vervallen tot vaste stoffen. Het IAEA noemt hiervoor verwerking in lood als mogelijke opslagvorm [23]. De gebruikte filters kunnen worden samengeperst [185]. Mogelijke aandachtspunten zijn i) tritium, omdat hiervan nog onvoldoende bekend is in hoeverre het opgelost blijft in zout of vrijkomt in het af-gas [23], en ii) de hoge initiële warmteproductie van deze afvalstroom (21,3 MW voor af-gas van een 2250 MW_{th}-reactor. De warmteproductie neemt in twee dagen af met meer dan 99%) [185].

Sommige (metallische) splijtingsproducten die slecht in zout oplossen, zijn ook met filters te verwijderen, in de vorm van vaste deeltjes [185]. Het filterafval (van af-gas en vaste deeltjes) wordt door Arm *et al*. van het Pacific Northwest National Laboratory [185] beschreven als (mogelijk) de meest complexe operationele afvalstroom.

8.5.3 Zouthoudend afval

Het zoutafval vormt een complexe afvalstroom. Afhankelijk van het type reactor (*salt-cooled* of *salt-fueled*, *single-fluid* of *two-fluid*) en de mate van zuivering die tijdens het reguliere bedrijf plaatsvindt, kan het zout een grote verscheidenheid aan splijtingsproducten en actiniden bevatten. Volgens het IAEA is er kennis over de verwerking van zout tot een geïmmobiliseerde afvalvorm, maar is nog onvoldoende bekend over de implementatie van de technieken [164]. Het immobiliseren van de verschillende bestanddelen van het zout is in veel gevallen enkel conceptueel beschreven, of gedemonstreerd op laboratoriumschaal. Er is

nog onvoldoende bekend over de mobiliteit van de radionucliden op lange termijn [23].

Er zijn twee verschillende verwerkingsopties:

- Directe verwerking, waarbij het zout in zijn geheel wordt geïmmobiliseerd.
- Het scheiden van het zoutmengsel in verschillende bestanddelen, en deze individuele afvalstromen verder verwerken en immobiliseren.

De tweede optie heeft de voorkeur, omdat op deze manier recycling mogelijk is (bijvoorbeeld van Li-7 en Cl-37, waarmee het zout is verrijkt), en omdat de wijze van immobilisatie kan worden afgestemd op de chemische eigenschappen van een bepaald bestanddeel [166]. We bespreken kort beide opties hieronder. Ook bespreken we onderzoek naar opwerkingsprocessen.

Onverwerkt, niet-geïmmobiliseerd zout is niet geschikt voor opslag en berging, en wordt niet geaccepteerd als afvalvorm door COVRA [186]. De reden hiervoor is dat het zout metalen kan corroderen en (bij fluoridezouten) dat er fluorgas kan ontstaan. Ook de goede wateroplosbaarheid van het zout, waardoor radionucliden makkelijk kunnen migreren, maken het ongeschikt voor directe berging [38]. In het zout van de MSRE (dat na stillegging van de reactor in gestolde vorm werd opgeslagen) bleek migratie van radionucliden en vorming van gasvormig UF_6 mogelijk, wat een kriticiteitsrisico gaf [187].

Directe verwerking
Een uitdaging voor directe verwerking van het zoutafval is het ontwikkelen van een matrix waarin het fluoride- of chloridezout, met daarin alle splijtingsproducten, voldoende wordt geïmmobiliseerd om te voldoen aan de eisen voor een diepe geologische eindberging [166]. Opties voor een dergelijke matrix zijn verschillende soorten keramiek, glas en verschillende composieten (zoals keramiek-metaal, cermet).

Scheiden gevolgd door verwerking
Riley *et al.* [166] beschrijven verschillende methoden om zoutmengsels te scheiden op basis van kookpunt, smeltpunt of oplosbaarheid, in combinatie met chemische reacties die selectief bepaalde splijtingsproductzouten omzetten naar een chemische vorm die makkelijker te verwerken is. Een voorbeeld zijn de redoxreacties waarbij chloride- of fluoridezouten van actiniden en zeldzame aarden worden omgezet in metalen of oxiden, die niet oplossen. Andere genoemde methoden zijn bijvoorbeeld het gebruik van ionenwisselaars (waarmee isotopen van Cs en Sr kunnen worden geïsoleerd) en dehalogenatie (het verwijderen van chloride en fluoride. Deze ontsnappen als gasvormige verbindingen en kunnen worden hergebruikt). Met dehalogenatie worden chloride- en fluoridezouten van actiniden en splijtingsproducten omgezet in oxideverbindingen, die makkelijker te immobiliseren zijn. Omzetting in fosfaatverbindingen is ook mogelijk. Afhankelijk van de scheidingsmethode wordt het radioactieve afval uiteindelijk geïmmobiliseerd in een glazen, keramische of metallische afvalvorm.

De IMSR400-reactor [183] is een thermische *salt-fueled* reactor die gebruikmaakt van een open splijtstofcyclus. Na vervanging van de reactormodule wordt een deel van het zout hergebruikt en de rest verwerkt als afval. Vluchtige splijtingsproducten zijn verwijderd tijdens bedrijf van de reactor (en vormen de afgas-afvalstroom), maar het zoutafval bevat nog wel de overige splijtingsproducten, samen met splijtstof (U-235) en gevormde plutoniumisotopen en *minor* actiniden. Voor de verwerking van het zoutafval wordt het Synroc-proces voorgesteld. In dit proces, dat ontwikkeld is door de Australische Nuclear Science and Technology Organization, wordt vloeibaar radioactief afval verwerkt tot verschillende glazen en keramische verbindingen [183, 188].

Onderzoek naar opwerkingsprocessen
Een efficiënt opwerkingsproces is belangrijk voor een volledig gesloten splijtstofcyclus, zoals wordt voorzien voor veel gesmoltenzoutreactoren. Pyro-verwerking (zie tekstkader in paragraaf 2.1.2.2) lijkt hiervoor de meest veelbelovende methode [23, 189]. Een aandachtspunt genoemd door het IAEA is de isolatie en immobilisatie van jodium (zoals het langlevende nuclide I-129), omdat dit in het zout kan achterblijven [23].

Het Europese onderzoeksproject MIMOSA onderzoekt hoe opwerking van verbruikt chloridezout bij de bestaande opwerkingsfaciliteit Orano in La Hague in Frankrijk kan plaatsvinden [190]. Hiervoor is een voorbehandeling nodig.

8.5.4 Koolstofhoudend afval

Koolstofhoudend afval ontstaat in reactoren die gebruikmaken van grafiet als moderator (of reflector). In *salt-fueled* ontwerpen ontstaan poriën in het grafiet, waarin zout en splijtingsproducten (en radioactieve dochters daarvan) kunnen binnendringen (met name de gasvormige splijtingsproducten [185]). Riley *et al*. [166] noemen hier isotopen van Sr, Te, Ba, Mo, Ru, Rb, Cs, Zr en lanthaniden, en ook tritium. Tritium adsorbeert sterk op grafiet [115]. Het verwijderen van zout en splijtingsproducten is de eerste stap in het verwerken van deze afvalstroom. Hergebruik van grafiet binnen de nucleaire sector (na verwerking) lijkt een optie te zijn [166].

In *salt-cooled*-ontwerpen is het grafiet onderdeel van de brandstof (de grafietmatrix van de pebbles met TRISO-deeltjes, zie paragraaf 6.3). Opwerken van deze brandstof is lastig, en voor deze reactoren wordt daarom een *once-through*-splijtstofcyclus voorzien. Een aandachtspunt bij het verwerken van deze pebbles is de aanwezigheid van kleine hoeveelheden fluoridezout, dat radiolyse kan ondergaan met als resultaat fluorgas [115].

Verdere informatie over de verwerking van grafiet staat in hoofdstuk 6 van dit rapport beschreven.

8.5.5 Metaalhoudend afval

Metalen onderdelen van de reactor zullen geactiveerd, gecorrodeerd, of besmet (of een combinatie van allen) worden tijdens de operatie van de reactor. Deze onderdelen vormen een afvalstroom tijdens de ontmantelingsfase, of wanneer onderdelen tussentijds moeten worden

vervangen, zoals bij gesmoltenzoutreactoren regelmatig moet gebeuren (zoals besproken in paragraaf 8.5.1.2).

Deze onderdelen zijn besmet met splijtingsproducten die nauwelijks oplossen in het zout en daarom neerslaan op oppervlakken, met name onderdelen met een groot oppervlak (zoals warmtewisselaars) [166]. Het gaat onder andere om isotopen van Mo, Pd, Rh, Ru, Tc, Nb, Sb en Ag. De voorgestelde verwerkingsopties zijn decontaminatie, om zo de hoeveelheid radioactief metaal te verkleinen, gevolgd door hergebruik/recycling waar mogelijk, of afvoer als metallisch afval.

8.5.6 Overig operationeel afval

Het overige operationele afval omvat alle overige afvalstromen (persoonlijke beschermingsmiddelen, laboratoriumafval, apparatuur en dergelijke) [23, 166]. Een verschil met vergelijkbaar afval afkomstig uit lichtwaterreactoren is dat het besmet kan zijn met zout en de daarin opgeloste splijtingsproducten en actiniden. De verwerkingsstappen van deze afvalstroom zijn decontaminatie en volumereductie (persen of verbranden), gevolgd door verpakking/immobilisatie, bijvoorbeeld in cement [23, 166]. Het IAEA voorziet voor deze afvalstromen geen problemen en beschouwt de technieken als voldoende ontwikkeld (*mature*) [23]. Volgens Riley *et al.* [166] valt dit afval in de (Amerikaanse) categorie LLW of GTCC (*greater-than-class-C*, afval dat in de categorie LLW valt, maar dat niet naar een ondiepe eindberging kan worden afgevoerd [191]).

8.6 Radioactief afval – radiologische samenstelling

De radiologische samenstelling van het afval is afhankelijk van de splijtstofcyclus (open of gesloten). Met name *salt-cooled* reactoren gebruiken een open splijtstofcyclus, waarbij bestraalde splijtstof dus als afval wordt beschouwd. Zoals eerder genoemd (paragraaf 2.2.3.1), is de hoeveelheid splijtingsproducten die per splijting ontstaat vrijwel gelijk voor alle reactoren. Omdat gesmoltenzoutreactoren een hogere thermische efficiëntie hebben dan lichtwaterreactoren, zal de hoeveelheid splijtingsproducten per $GW_e y$ wel lager zijn.

Van de afvalstromen af-gas en metalen reactoronderdelen is nog onbekend in welke afvalcategorie zij vallen (Amerikaanse categorie LLW of HLW. De VS kent geen categorie ILW [191]) [185].

8.6.1 Ontwerpen met een gesloten splijtstofcyclus

Gesmoltenzoutreactoren kunnen gebruikmaken van een gesloten splijtstofcyclus. Voor verschillende ontwerpen is in de ARIS-database expliciet aangegeven dat zij bestraalde splijtstof van lichtwaterreactoren zullen gebruiken als brandstof en/of dat zij zullen werken als een isogenerator, en eigen splijtstof zullen kweken uit U-238 of Th-232 (zie bijvoorbeeld [176, 177, 180]). Met efficiënte opwerking leidt dit tot een grote afname van de hoeveelheid plutonium en *minor* actiniden in het afval. Tijdens de opwerking worden nuttige bestanddelen (Th, U, Pu, *minor* actiniden, zout) gescheiden van afval (splijtingsproducten, corrosie- en activeringsproducten). Het is onvermijdelijk dat het afval ook kleine hoeveelheden van de nuttige bestanddelen bevat. Volgens

het IAEA is nog onderzoek nodig voordat gesmoltenzoutreactoren kunnen opereren met een gesloten splijtstofcyclus [164].

In het ideale geval bevat het afval van een gesmoltenzoutreactor met gesloten splijtstofcyclus dus enkel splijtingsproducten en kleine hoeveelheden actiniden. We hebben slechts beperkt kwantitatieve informatie kunnen vinden over de te verwachte hoeveelheden van verschillende radionucliden.

LeBlanc [170] beschrijft een *salt-fueled* reactorontwerp op basis van U-235 en een kleine hoeveelheid Th-232, met een levensduur van dertig jaar. Het zout wordt tussentijds niet gezuiverd, wel worden vluchtige en slecht oplosbare splijtingsproducten verwijderd. Na dertig jaar operatie zijn naar verwachting ongeveer 1.000 kg plutonium en *minor* actiniden in het zout aanwezig. Het zout kan worden gezuiverd voor hergebruik (verwijderen van splijtingsproducten), zodat in het ideale geval slechts 0,03 kg plutonium en *minor* actininden per GW_ey als afval worden afgevoerd (een factor 10.000 minder dan voor een lichtwaterreactor).

Wanneer thorium als kweekstof wordt gebruikt, zal de hoeveelheid gevormd plutonium en *minor* actiniden lager zijn dan in een klassieke lichtwaterreactor (zie paragraaf 3.2.2). Volgens Zou *et al.* [182] is het verschil bijna een factor 140 na 30 jaar. Hargraves en Moir (2010) [192] schatten dat een gesmoltenzoutreactor die thorium gebruikt ongeveer 3.000 keer minder plutonium als afval produceert dan een lichtwaterreactor met hetzelfde thermische vermogen, en dat de radiotoxiciteit van het afval na 1000 jaar ongeveer een factor 10.000 lager is. Het is onduidelijk in hoeverre hier ook nucliden als Pa-231, U-233, U-234 en dochters hiervan zijn meegenomen. Zoals in paragraaf 3.2.2 is besproken, ontstaan deze langlevende nucliden bij het gebruik van thoriumbrandstof. De exacte samenstelling, en daarmee radiotoxiciteit, van het afval hangt af van de efficiëntie van de opwerking en de mate waarin nucliden als Pa-231 kunnen worden gespleten in de reactor. Uit modelberekeningen van Fiorina *et al*. [193] blijkt dat de radiotoxiciteit van het opwerkingsafval van een MFSR tot ongeveer 10.000 jaar lager is dan dat van een snelle reactor met vaste uraniumbrandstof, en daarna hoger (maar nog steeds lager dan de radiotoxiciteit van natuurlijk uranium).

Samengevat kan (het opwerkingsafval van) de bestraalde splijtstof van een gesmoltenzoutreactor dus ordes van grootte minder actiniden bevatten dan de bestraalde splijtstof van een lichtwaterreactor, zoals de benchmarkreactor (KCB).

8.6.2 Ontwerpen met een open splijtstofcyclus

Sommige gesmoltenzoutreactoren maken gebruik van een open splijtstofcyclus. Dit zijn met name de *salt-cooled* reactoren, die gebruikmaken van splijtstof in vaste vorm (TRISO-deeltjes in grafietpebbles). De radiologische samenstelling hiervan is vergelijkbaar met die van de bestraalde splijtstof van gasgekoelde reactoren (splijtingsproducten en *minor* actiniden blijven ingekapseld in de vaste matrix). De totale vervalwarmte van deze bestraalde splijtstof is in de eerste honderd jaar vergelijkbaar met die van lichtwaterreactoren en gasgekoelde reactoren [115]. Op langere termijn worden kleine

verschillen verwacht, omdat de vervalwarmte dan door de actiniden wordt bepaald en er kleine verschillen zijn in de actinidesamenstelling van de bestraalde splijtstof (door verschillen in burn-up).

Wij verwachten dat het zoutafval van *salt-cooled* reactoren met name radionucliden zal bevatten die ontstaan door activering van het grafiet, reactoronderdelen of (verontreinigingen in) het zout. We verwachten geen (of nauwelijks) splijtingsproducten of actiniden, omdat de splijtstof is ingekapseld in de vorm van TRISO, wat een barrière vormt. Splijtingsproducten en actiniden worden wel in documenten genoemd voor de vergunningaanvraag van de 35 MW_{th} Hermes-testreactor van Kairos Power, een *salt-cooled* reactor met TRISO-deeltjes in grafietpebbles (in ARIS is het concept te vinden als KP-FHR [169]). Het zoutafval van deze reactor bevat volgens het *environmental report* [194] onder andere '*H-3, C-14, Activation, Fission, and Transmutation Products*'. De activiteitsconcentratie (1 jaar na verwijdering uit de reactor) is 14 TBq/ton. Er is niet gespecificeerd welke nucliden de hoogste activiteitsconcentraties hebben.

Er zijn ook *salt-fueled*-reactoren met een open splijtstofcyclus, waaronder de IMSR400 [183]. Voor dit ontwerp zal elke zeven jaar een deel van het zout (met daarin splijtstof, actiniden en splijtingsproducten) als afval worden afgevoerd. Uit een vergelijking van het afval van dit reactorontwerp met het afval van een drukwaterreactor (PWR) per GW_ey blijkt dat [48, 67]:

- De radiotoxiciteit voor ingestie na 10.000 jaar voor de IMSR400 ongeveer 16 procent hoger is.
- De totale warmteproductie na 100 jaar voor de IMSR400 ongeveer een factor 2 lager is.

8.7 Radioactief afval – omvang afvalstromen

8.7.1 Af-gas

We hebben geen informatie gevonden over de omvang van deze afvalstroom. Wel is bekend dat het volume van de afvalstroom is te verkleinen door verbruikte filters samen te persen [185].

8.7.2 Zouthoudend afval (inclusief bestraalde splijtstof van salt-fueled reactoren)

Het is nog onduidelijk hoe lang het gesmolten zout kan worden gebruikt in een reactor en dus hoe vaak vervanging nodig is [185]. De mechanische eigenschappen van het zout worden niet beïnvloed door blootstelling aan neutronenstraling, maar na verloop van tijd kan de aanwezigheid van splijtingsproducten en corrosieproducten leiden tot toenemende neutronenvangst (wat ongunstig is voor de splijtingsreactie), verminderde oplosbaarheid van splijtstof of veranderingen in smeltpunt of viscositeit (wat gevolgen kan hebben voor de veiligheid of werking van de reactor). De levensduur van het zout – en dus de hoeveelheid zoutafval – hangt dus af van de efficiëntie waarmee het kan worden gezuiverd. Daarnaast zal ook zoutafval ontstaan bij bijvoorbeeld het schoonmaken van reactoronderdelen die moeten worden vervangen.

We hebben weinig kwantitatieve informatie gevonden over de hoeveelheden zoutafval. In de rest van deze paragraaf worden enkele schattingen gedaan.

Schatting van de hoeveelheid zoutafval (zonder verwerking)
Het totale zoutvolume in het primaire circuit van de MSFR is 18 m^3 voor een 1.500 MW_e ontwerp dat zestig jaar meegaat [178]. Als eerste schatting nemen we aan dat de hoeveelheid zoutafval die gedurende de levensduur van de reactor ontstaat ongeveer gelijk is aan dit volume. Dat wil zeggen: 18 m^3/60 jaar = 0,3 m^3 zout per jaar (ongeveer 0,1 m^3 zout per jaar voor een reactor met hetzelfde elektrische vermogen als KCB, aangenomen dat het volume schaalt met het vermogen).

Het IAEA beschrijft in NW-T-1.7 [23] het opwerken van zout van een toekomstige MSFR (*molten salt fast reactor*, een snelle reactor waar thorium als kweekstof wordt gebruikt, met een vermogen tot 288 MW_e). Dit ontwerp gaat uit van continue verwijdering van vluchtige splijtingsproducten (af-gas) en verdere opwerking van 10-40 liter zoutoplossing per dag om overige splijtingsproducten te verwijderen. Uitgaande van een verlies van 0,1 procent (ruwe schatting[35]) bij het opwerken, geeft dit een afvalvolume tot 0,015 m^3 zout per jaar voor de MFSR (ongeveer 0,03 m^3 zout per jaar voor een reactor met hetzelfde elektrische vermogen als KCB).

De hoeveelheid zoutafval die ontstaat bij de IMSR is relatief hoog [67], omdat in dit ontwerp slechts een deel van het zout wordt hergebruikt bij het vervangen van de reactormodule na zeven jaar [183]. Krall *et al*. [67] schatten het volume verbruikt zout op ongeveer 11 m^3 per $GW_{th}y$ (circa 11 m^3 zout per jaar voor een reactor met hetzelfde elektrische vermogen als KCB). In dit geval gaat het om bestraalde splijtstof en koelmiddelafval ineen.

In een *salt-fueled* reactor kan continu verse splijtstof (in de vorm van zout) worden toegevoegd om de reactiviteit in stand te houden. Wheeler *et al.* [195] berekenen een *refueling rate* van 0,018 tot 0,16 volumeprocent per dag, afhankelijk van de verrijkingsgraad van het uranium. Het volume zout in de kern varieert van ontwerp tot ontwerp (Zou *et al.* [182] rapporteren volumes tussen 5 en 38 m^3 voor reactoren met vermogen tussen 450 en 2500 MW_{th}). Als we aannemen dat de hoeveelheid zoutafval overeenkomt met de hoeveelheid toegevoegd zout, en de resultaten van Wheeler *et al.* kunnen worden toegepast op de ontwerpen in Zou *et al.*, geeft dit een afvalstroom van 0,3 tot 22 m^3 per jaar.

Samenvattend kan het volume van deze afvalstroom variëren tussen (ordegrootte) 0,1 en 10 m^3/jaar voor een 'typische' reactor.

Schatting van de hoeveelheid zoutafval (met verwerking)
Het zoutafval moet worden verwerkt en geïmmobiliseerd. Hierdoor kan het volume en de massa van de afvalstroom toenemen. De hoeveelheid

[35] Deze schatting is gebaseerd op de typische verliezen (0,1%) die optreden tijdens PUREX-opwerking (het percentage actiniden dat achterblijft in het afval) [58]. LeBlanc [170] gaat ook uit van 0,1% verlies van actiniden bij het opwerken van verbruikt zout. Wij nemen dit percentage in deze schatting over voor het zout zelf.

afvalzout die in een glazen of keramische matrix kan worden verwerkt, varieert [196, 197].

Bij pyro-verwerking (zie het tekstkader in paragraaf 2.1.2.2) ontstaat zoutafval, en de kennis die bij het verwerken hiervan is opgedaan, kan nuttig zijn voor het verwerken van zoutafval van gesmoltenzoutreactoren. Bij het immobiliseren van het zoutafval afkomstig van de pyro-verwerking van metallische brandstoffen in een keramische afvalvorm nam de massa toe met een factor 30 (zie ook paragraaf 7.7.1.1) [38].

Volgens Siemer [198] wordt de hoeveelheid geïmmobiliseerd afval met name bepaald door de hoeveelheid alkalimetalen (zoals lithium, wat een bestanddeel is van het zout) en niet door de hoeveelheid splijtingsproducten. Siemer schat dat voor een *salt-fueled* kweekreactor (Th-232/U-233) gekoeld met fluoridezout per $GW_e y$ ongeveer 3×10^5 mol alkalifluoride-afval zal ontstaan (en ongeveer 7×10^3 mol splijtingsproducten). Het immobiliseren hiervan geeft 37 tot 160 ton (12,8 tot 50 m^3) afval, afhankelijk van de vorm (ijzerfosfaatglas of fluorapatiet, een mineraal). De hoeveelheden LiF, NaF en KF die Siemer [198] geeft, komen overeen met in totaal 14 ton alkalifluoride. De toename in massa is dus een factor 2,6 tot 11.

Samenvatting
Het onverwerkte zoutafval heeft naar schatting een volume van (ordegrootte) 0,1 tot 10 m^3/jaar. De massa van de verwerkte afvalstroom hangt af van de dichtheid van het gebruikte zout en de hoeveelheid zout die in de afvalmatrix kan worden verwerkt. Indien we rekenen met de dichtheid van FLiBe (ongeveer 2 ton/m^3 [199]) en een toename in massa van een factor 10, geeft dit een afvalstroom van 2 tot 200 ton/jaar voor een grote reactor.

De hoeveelheid zoutafval hangt sterk af van het ontwerp van de reactor en de efficiëntie waarmee het zout wordt gezuiverd (indien van toepassing). Tot slot merken we op dat sommige ontwerpen uitgaan van hergebruik van zout, of het gebruik van zout in een nieuwe reactor [176, 195]. Door hergebruik in andere reactoren kan de hoeveelheid zoutafval sterk worden gereduceerd.

8.7.3 Bestraalde splijtstof van salt-cooled reactoren

De bestraalde splijtstof van *salt-cooled* reactoren bestaat uit grafietpebbles met daarin TRISO-deeltjes. Het volume van deze afvalstroom wordt geschat op ongeveer vier keer het volume bestraalde splijtstof van een drukwaterreactor (PWR) bij gelijk elektrisch vermogen [115]. Het grotere volume komt door de grote hoeveelheid grafiet in de pebbles.

De omvang van deze afvalstroom is bij *salt-cooled* reactoren kleiner dan bij gasgekoelde reactoren (hoofdstuk 6), vanwege de licht modererende functie van het fluoridezout. Daarom is er minder grafiet nodig om nog voldoende te modereren [115].

8.7.4 *Grafiet*

Deze afvalstroom bestaat uit de grafietmoderator van thermische reactoren, die regelmatig moet worden vervangen. Voor *salt-fueled* reactoren is het grafiet een reactoronderdeel. Zou *et al*. [182] schatten het volume grafietafval van vijf verschillende ontwerpen op 3,7 tot 9,6 m^3 per $GW_{th}y$. Krall et al. [67] komen voor de IMSR op 13 m^3 per $GW_{th}y$. Met een typische thermische efficiëntie van 45-50 procent (paragraaf 8.2) en dichtheid van 1,8 ton/m^3 [200], komt dit neer op 13 tot 52 ton grafietafval per GW_ey. Deze afvalstroom ontstaat niet elk jaar.

Voor *salt-cooled* reactoren vormt het grafiet onderdeel van de brandstof (pebbles met daarin TRISO-deeltjes). Hiervoor wordt verwezen naar paragraaf 8.7.3.

8.7.5 *Metaal*

Metaalhoudend afval bestaat uit reactoronderdelen die tijdens operatie van de centrale worden vervangen. De omvang van deze afvalstroom hangt af van het reactorwerp. Van twee ontwerpen is kwantitatieve informatie gevonden (zie Tabel 8.1). De omvang van deze afvalstroom zal dus naar verwachting gemiddeld enkele tientallen ton per GW_ey zijn. Hierbij wordt opgemerkt dat deze afvalstroom niet elk jaar ontstaat maar eens per vijf-tien jaar. In het geval van de IMSR400 zullen gebruikte reactormodules op het terrein worden opgeslagen, tot de faciliteit wordt ontmanteld.

Tabel 8.1 Omvang van metaalhoudende afvalstromen voor enkele reactorontwerpen.

Ontwerp	**Beschrijving**	**Ton per GW_ey**
Stellarium	Elke 10 jaar moet het reactorvat (30 ton) worden vervangen, het vermogen van de reactor is 100 MW_e [176].	30
IMSR400	Het metaalafval door vervangen van reactormodules wordt geschat op 1 m^3/jaar per GW_{th} [67]. De thermische efficiëntie is 44% [183] en de dichtheid van het metaal is 9,2 ton/m^3 [201].	21

8.7.6 *Overig operationeel afval*

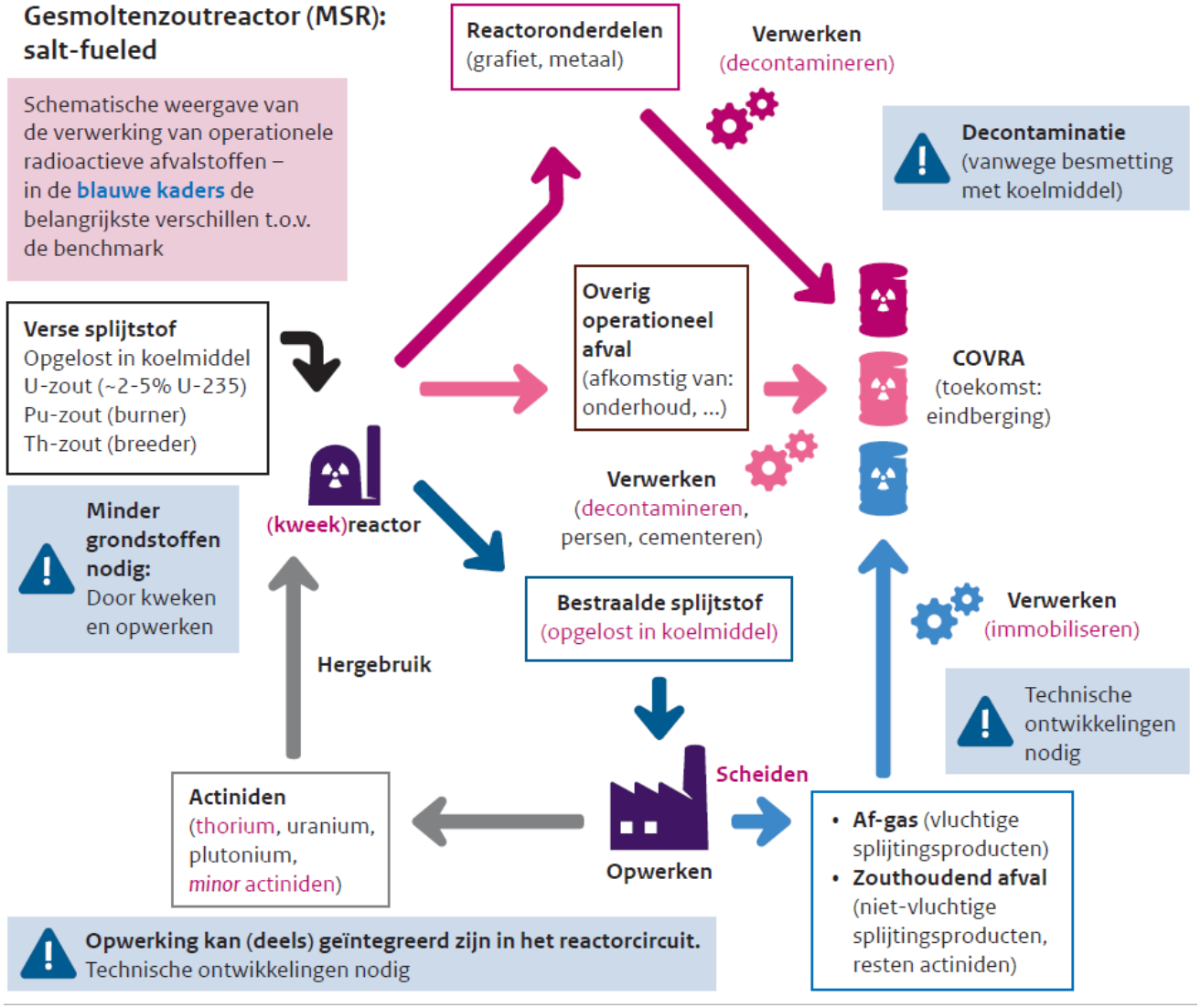
We hebben geen kwantitatieve informatie gevonden over de overige operationele afvalstoffen. Sommige reactorontwerpen, zoals de Copenhagen Atomics Waste Burner [179], zijn bedoeld om zonder onderhoud of personeel te opereren. Voor deze ontwerpen worden geen overige operationele afvalstromen voorzien.

8.8 Bijzonderheden voor afvalbeleid

1. In *salt-fueled* reactoren zijn splijtstof en kweekstof opgelost in het zoutkoelmiddel. Splijtingsproducten komen daarom direct vrij in het koelmiddel.
2. Het zoutkoelmiddel kan tijdens operatie worden gezuiverd. Voor sommige ontwerpen bestaan deze zuivering uit het afvangen van vluchtige splijtingsproducten die ontsnappen uit het koelmiddel, terwijl andere ontwerpen een meer volledige zuivering voorzien

(in feite een ingebouwd opwerkingsproces). Er is nog veel onderzoek nodig voor dit op industriële schaal mogelijk is.
3. Technieken en processen om zoutafval te immobiliseren in glazen of keramische afvalvormen zijn meestal enkel beschikbaar en bewezen op laboratoriumschaal.
4. Het koelmiddelzout is corrosief. Reactoronderdelen (met name de grafietmoderator van thermische reactoren maar ook het reactorvat) moeten typisch elke zeven jaar worden vervangen. Er ontstaan dus in de operationele fase afvalstromen die bij de benchmark reactor in de ontmantelingsfase worden verwacht.
5. *Salt-cooled* reactoren gebruiken vaste brandstof zoals TRISO-deeltjes in grafietpebbles. Hiervoor wordt een open splijtstofcyclus voorzien. De afvalstroom van bestraalde splijtstof heeft een groot volume.

Figuur 8.2 Schematische weergave van de verwerking van operationele radioactieve afvalstoffen van de gesmoltenzoutreactor (MSR). COVRA (Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval) is het bedrijf dat verantwoordelijk is voor de opslag van radioactief afval in Nederland.



9 Conclusies en aanbevelingen

Dit rapport geeft informatie over het radioactieve afval van vier verschillende categorieën geavanceerde reactoren: geavanceerde watergekoelde reactoren, gasgekoelde reactoren, metaalgekoelde reactoren en gesmoltenzoutreactoren. Voor elke categorie is beschreven welke operationele radioactieve afvalstromen naar verwachting ontstaan. Verder geven we informatie over de chemische vorm, de radiologische samenstelling en de omvang van de afvalstromen. Waar mogelijk is een vergelijking gemaakt met de afvalstromen van een benchmark reactor: kerncentrale Borssele (KCB), een drukwaterreactor (PWR).

9.1 Conclusies

De afvalstromen van geavanceerde watergekoelde reactoren zijn over het algemeen vergelijkbaar met die van de benchmarkreactor (KCB). De soorten radioactieve afvalstromen van de overige categorieën geavanceerde reactoren kunnen sterk afwijken van die van kerncentrale Borssele. Dit komt omdat de geavanceerde reactoren gebruikmaken van andere brandstoffen, koelmiddelen en splijtstofcycli. Het gebruik van deze geavanceerde reactoren kan leiden tot een afname van het langlevende bestanddeel van het radioactieve afval (in de vorm van *minor* actiniden en plutonium). Het kan ook leiden tot een toename in het volume bestraalde splijtstof, of bijvoorbeeld tot het ontstaan van chemisch reactieve afvalstromen. Een aandachtspunt bij de nieuwe afvalstromen is dat in sommige gevallen verwerkingsmanieren (zoals opwerkingsprocessen en conditioneringstechnieken) nodig zijn die (nog) niet op industriële schaal beschikbaar zijn. Dit geldt des te meer voor categorieën reactorontwerp die verder buiten het (internationale) ervaringsveld liggen. Hoewel deze reactortypen in principe mogelijkheden bieden om lange termijn-radiotoxiciteit van bestraalde splijtstof (door *minor* actiniden en plutonium) te verminderen, zijn dus nog technologische ontwikkelingen nodig om het afval te verwerken.

In het algemeen: om het risico van bestraalde splijtstof in (eind)berging gedegen te kunnen schatten, is de radiotoxiciteit niet de enige belangrijke parameter. Ook de mobiliteit van de te bergen stoffen moet hierin meegenomen worden. Deze hangt af van de chemische eigenschappen van het nuclide, de condities in de (eind)berging zelf, en van de gebruikte conditioneringstechnieken voor de geborgen stoffen. Vooral de zeer langlevende splijtingsproducten zijn verantwoordelijk voor de verwachte effectieve dosis voor leden van de bevolking op de lange termijn (>10.000 jaar). Deze splijtingsproducten zullen altijd onderdeel zijn van de bestraalde splijtstof, ook bij het gebruik van geavanceerde reactoren.

Hieronder staan de belangrijkste bevindingen uit dit rapport, gespecificeerd over de vier categorieën geavanceerde reactoren.

9.1.1 *Geavanceerde watergekoelde reactor (PWR, BWR, SCWR en HWR)*

Afhankelijk van het subtype zijn er voor de bestraalde splijtstof van geavanceerde watergekoelde reactoren (AWR's) wel of geen bijzonderheden te melden. Geavanceerde drukwaterreactoren (PWR's), kokendwaterreactoren (BWR's) en superkritischwaterreactoren (SCWR's) leveren hier geen bijzonderheden. Voor overige operationele afvalstoffen uit filters is wel te verwachten dat kokendwaterreactoren (BWR's) een factor 3 tot 5 grotere opbrengst hebben dan drukwaterreactoren (PWR's). Geavanceerde PWR's leveren op basis van recente schattingen minder overig operationeel afval per eenheid opgewekte energie dan de benchmarkreactor (KCB). Voor superkritischwaterreactoren (SCWR's) geldt dat de hogere energie-efficiëntie moet leiden tot een licht verlaagde hoeveelheid radioactief afval per GW_ey.

Het eventuele gebruik van zwaarwaterreactoren (HWR's) levert aandachtspunten op qua omvang van de afvalstromen voor zowel bestraalde splijtstof als voor filters. Als deze reactoren uitgevoerd worden met thorium zal de bestraalde splijtstof een andere samenstelling hebben dan gebruikelijk bij drukwaterreactoren (PWR's), met specifieke eisen tot gevolg bij verwerking en eventueel opwerking.

Verreweg de meeste geavanceerde watergekoelde reactorontwerpen zijn op dit moment niet ingericht op een splijtstofcyclus met opwerking. Het al dan niet opwerken is een belangrijke keuze voor beleid, met betrekking tot opslag- en opwerkingscapaciteit.

9.1.2 *Gasgekoelde reactor (GFR en VHTR)*

De gasgekoelde snelle reactor (GFR) is nog niet ver genoeg ontwikkeld om specifieke schattingen te kunnen geven over de omvang en samenstelling van de verwachte afvalstromen. Voor de thermische hoge temperatuur gasgekoelde reactor (VHTR) geldt dat hogere verrijking van de splijtstof en een hogere werktemperatuur tot gevolg hebben dat de massa zware metalen (uranium, plutonium en *minor* actiniden) in de bestraalde splijtstof, per GW_ey, lager is dan voor een drukwaterreactor (PWR). De splijtstof zit echter in TRISO-deeltjes en in een grafietmatrix verwerkt. Hierdoor is het totale volume van de bestraalde splijtstof groter dan bij een PWR (tot een factor dertig). Deze brandstofdeeltjes kunnen in principe worden gescheiden, maar dit proces is niet op commerciële schaal ontwikkeld. Bovendien zorgen de deeltjes voor veilige insluiting, waarmee het voordelen kent om ze als geheel op te slaan (in bijvoorbeeld een eindberging). Het grotere volume heeft vermoedelijk weinig uitwerking op de benodigde ruimte in de eindberging. Dit vanwege de lagere warmteopbrengst per volume-eenheid van bestraalde TRISO-brandstof.

9.1.3 *Metaalgekoelde reactor (SFR en LFR)*

De gesloten splijtstofcyclus bij metaalgekoelde reactoren leidt tot een afname van plutonium en eventueel *minor* actiniden in de bestraalde splijtstof. In combinatie met de hogere werktemperatuur en de bijbehorende afname in splijtingsproducten per GW_ey, is de massa bestraalde splijtstof per GW_ey lager dan bij de benchmarkreactor. Er moet echter wel rekening worden gehouden met uitdagingen rondom het verwerken van koelmiddel (reactief natrium, giftig lood en bismut).

De opwerkingsprocessen om de volledig gesloten splijtstofcyclus mogelijk te maken, zijn nog niet volledig ontwikkeld.

Voor operationele afvalstoffen anders dan bestraalde splijtstof, is weinig kwantitatieve informatie beschikbaar.

9.1.4 Gesmoltenzoutreactor (MSR)

Voor gesmoltenzoutreactoren (MSR's) gelden veel verschillende bijzonderheden voor afvalbeleid, vanwege de diversiteit aan ontwerpen. Voor ontwerpen met vaste brandstof gelden vergelijkbare overwegingen als bij de gasgekoelde reactoren, vanwege het gebruik van TRISO-brandstof. In ontwerpen waarbij de splijtstof (en eventueel kweekstof) is opgelost in het zout, is vaak continue zuivering van het zout voorzien om splijtingsproducten te verwijderen. De processen voor verwerking en opslag van deze splijtingsproducten en opwerking van bestraalde splijtstof zijn nog niet ver genoeg ontwikkeld om op industrieel niveau gebruikt te gaan worden. Hetzelfde geldt voor de verwerking van zoutafval om het geschikt te maken voor opslag en berging.

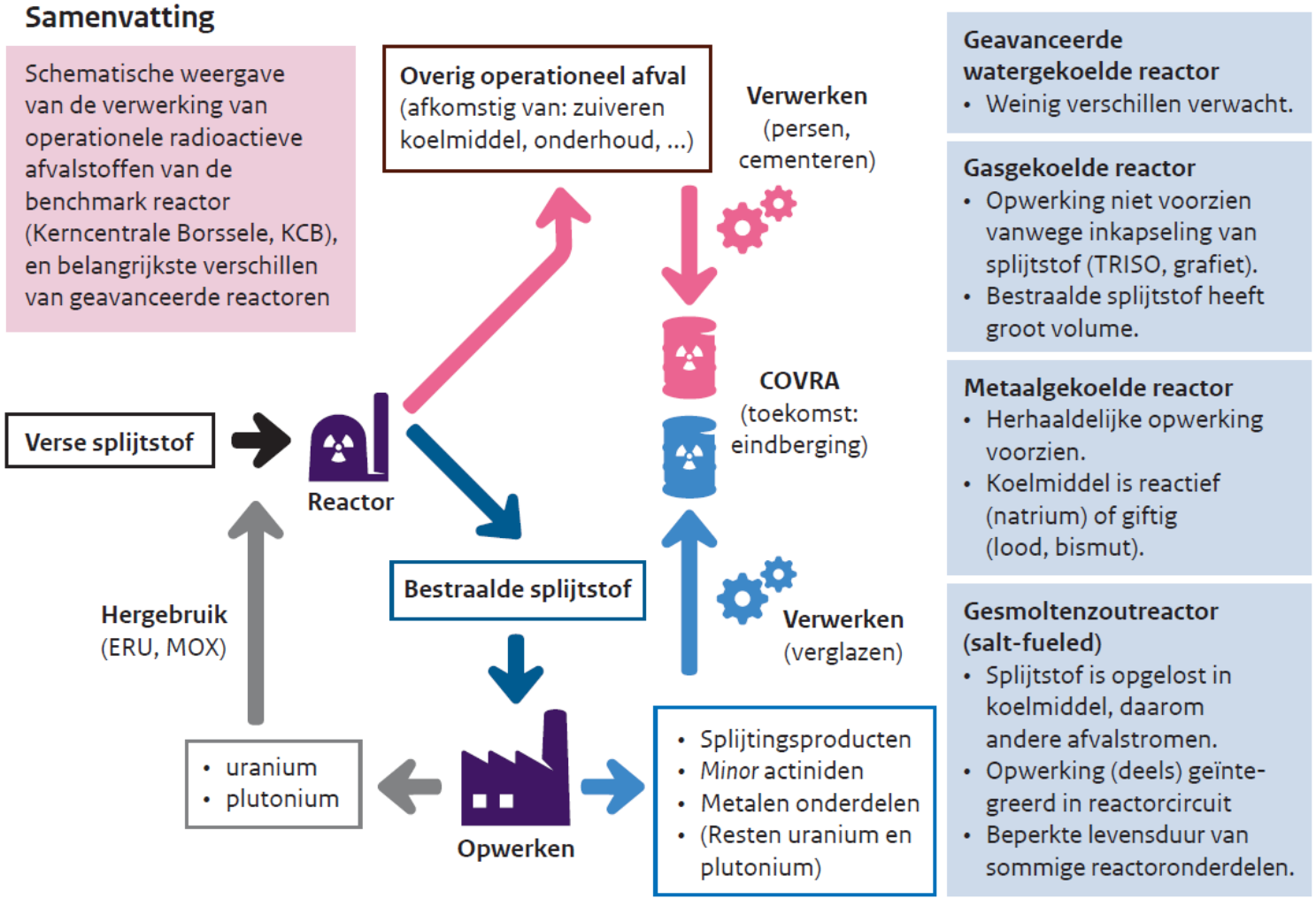
Het koelmiddel van gesmoltenzoutreactoren is corrosief. Dat betekent dat sommige reactoronderdelen na enkele jaren moeten worden vervangen die in de benchmarkreactor pas afvalstromen zouden opleveren *na* de operationele fase – dus bij ontmanteling. Het gaat hier om grafietonderdelen, maar ook om bijvoorbeeld (delen van) het reactorvat.

9.2 Aanbevelingen

De omvang en aard van de radioactieve afvalstromen hangen sterk af van het reactorontwerp. Dit rapport geeft informatie op categorieniveau. Het kan wenselijk zijn om meer onderzoek te doen naar verschillen tussen afvalstromen van ontwerpen binnen één categorie, zeker als verwacht wordt dat deze categorie reactor in Nederland zal worden gebouwd. Daarbij kan ook in meer detail worden uitgezocht welke afvalstoffen, anders dan bestraalde splijtstof, worden verwacht.

In dit onderzoek keken we alleen naar radioactief afval uit de operationele fase van de reactoren. Daarmee is een aantal grote (in massa/volume) radioactieve afvalstromen buiten scope gelaten, namelijk het afval dat ontstaat bij de splijtstofproductie (inclusief mijnbouw en verrijking) en bij de ontmanteling van de reactoren. De activiteit van deze radioactieve afvalstromen is beperkt (het valt in de categorie LMRA). Deze afvalstromen zijn eventueel in een vervolgonderzoek te onderzoeken. Zeker als verwacht wordt dat ontwerpen binnen een bepaalde categorie in Nederland gebouwd gaan worden, zal het zaak zijn om ook de afvalstromen na de levensduur (dus afkomstig van ontmanteling) in kaart te brengen.

Figuur 9.1 Schematische weergave van de verwerking van operationele radioactieve afvalstoffen van de benchmark reactor, met aangegeven verschillen voor de respectievelijke categorieën geavanceerde reactoren. ERU (Enriched Reprocessed Uranium) en MOX (Mixed Oxide) zijn vormen van opgewerkte brandstof. COVRA (Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval) is het bedrijf dat verantwoordelijk is voor de opslag van radioactief afval in Nederland. Deze figuur is een kopie van figuur 1.1 van dit rapport.



Literatuur

1. U.S. Department of Energy. *COP 28*. Beschikbaar via https://www.energy.gov/articles/cop28-countries-launch-declaration-triple-nuclear-energy-capacity-2050-recognizing-key. (Geraadpleegd januari).
2. Nuclear Energy Agency (NEA), *Advanced Nuclear Reactor Systems and Future Energy Market Needs*, NEA No. 7566, OECD Publishing, Paris, 2021.
3. M. Fisher, *Advanced Reactors Help Pave the Way for Nuclear Power to Meet Climate Goals.* IAEA Bulletin, 2020. **61-3**.
4. Nuclear Energy Agency (NEA), *The NEA Small Modular Reactor Dashboard: Third Edition*, Organization for Economic Co-operation and Development (OECD), 2025.
5. J. Hart en T.J. Schröder, *Report on alternative waste scenarios*, OPERA-PU-NRG112, 2016.
6. Z. Xu, M.S. Kazimi, en M.J. Driscoll, *Impact of High Burnup on PWR Spent Fuel Characteristics.* Nuclear Science and Engineering, 2005. **151**: p. 261–273.
7. Generation IV International Forum (GIF). *Generation IV Goals, Technologies and GIF R&D Roadmap | GIF Portal*. Beschikbaar via https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies. (Geraadpleegd 13 augustus 2025).
8. International Atomic Energy Agency. *Advanced Reactor Information System | ARIS*. Beschikbaar via https://aris.iaea.org/TechnicalData/. (Geraadpleegd 13 maart 2025).
9. K.D. Kok (ed.), *Nuclear Engineering Handbook*, 2nd edition, ed., Boca Raton: CRC Press, 2016.
10. F.R. Bogstra, *Kernenergie, hoe zit dat?*, Bergen: Beta Text, 2013.
11. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), *Nuclear reactors*, CEA thematic publications, ISSN 1637-5408, 2016.
12. International Union of Pure and Applied Chemistry, *Nomenclature of Inorganic Chemistry*, IUPAC Recommendations 2005, The Royal Society of Chemistry, 2005.
13. F.F. Farris, *Plutonium*, in *Encyclopedia of Toxicology (Fourth Edition)*, P. Wexler, Editor. 2024, Academic Press: Oxford. p. 735–746.
14. International Atomic Energy Agency, *Nuclear Power Reactors in the World*, Reference Data Series No. 2, Wenen: IAEA, 2024.
15. T.B. Cochran, et al., *Fast Breeder Reactor Programs: History and Status*, International Panel on Fissile Materials, Research Report 8, 2010.
16. World Nuclear News (WNN). *Chinese molten salt reactor achieves conversion of thorium-uranium fuel*. Beschikbaar via https://www.world-nuclear-news.org/articles/chinese-msr-achieves-conversion-of-thorium-uranium-fuel. (Geraadpleegd 12 januari 2026).
17. International Atomic Energy Agency, *Getting to the core of the nuclear fuel cycle*, IAEA booklet, beschikbaar via https://www.iaea.org/publications/booklets, 2012.

18. International Atomic Energy Agency, *Management of Reprocessed Uranium. Current Status and Future Prospects*, Tecdoc-1529, Wenen: IAEA, 2007.
19. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), *Sodium-cooled nuclear reactors*, A Nuclear Energy Division Monograph, 2016.
20. Commissariat à l'énergie atomique (CEA), *Nuclear fuels*, A Nuclear Energy Division Monograph, 2009.
21. S.M. Woo, S.S. Chirayath, en M. Fuhrmann, *Nuclear fuel reprocessing: Can pyro-processing reduce nuclear proliferation risk?* Energy Policy, 2020. **144**: p. 111601.
22. World Nuclear Association. *Processing of Used Nuclear Fuel*. Beschikbaar via https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/processing-of-used-nuclear-fuel. (Geraadpleegd 11 november 2025).
23. International Atomic Energy Agency, *Waste from Innovative Types of Reactors and Fuel Cycles*, NW-T-1.7, Wenen: IAEA, 2019.
24. International Atomic Energy Agency, *Status and Trends in Pyroprocessing of Spent Nuclear Fuels*, IAEA-TECDOC-1967, Wenen: IAEA, 2021.
25. Nuclear Energy Agency (NEA), *Physics and Safety of Transmutation Systems. A Status Report*, NEA No. 6090, OECD Publishing, Paris, 2006.
26. T. Kooyman, *Current state of partitioning and transmutation studies for advanced nuclear fuel cycles.* Annals of Nuclear Energy, 2021. **157**: p. 108239.
27. International Atomic Energy Agency, *Thorium fuel cycle - Potential benefits and challenges*, Tecdoc-1450, 2005.
28. Nuclear Energy Agency (NEA), *Minor Actinide Burning in Thermal Reactors. A Report by the Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems*, NEA No. 6997, OECD Publishing, Paris, 2013.
29. International Atomic Energy Agency. *Small modular reactors*. Beschikbaar via https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors. (Geraadpleegd 22 juli 2025).
30. P.A. Breijder, *Kleine modulaire kernreactoren (SMR). Kennisoverzicht van techniek en ontwikkelingen*, NRG-2.6185/22.251087, beschikbaar via https://www.nrgpallas.com/nl/nuclear-energy-services/nieuwe-reactoren/smrs-en-geavanceerde-reactorontwikkeling, 2023.
31. International Atomic Energy Agency, *Small Modular Reactors: Advances in SMR Developments 2024*, Non-serial Publications, Wenen: IAEA, 2024.
32. Nuclear Energy Agency (NEA). *NEA Small Modular Reactor Digital Dashboard*. Beschikbaar via https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_107879/nea-small-modular-reactor-digital-dashboard. (Geraadpleegd 15 augustus 2025).
33. Autoriteit Nucleaire Veiligheid en Stralingsbescherming (ANVS), *Revisievergunning o.g.v. de Kernenergiewet verleend aan N.V. Elektriciteits-Produktiemaatschappij ZuidNederland t.b.v. de Kernenergiecentrale Borssele tevens inhoudende wijzigingen i.v.m. 10EVA en stresstestmaatregelen*, 12 juli 2016.
34. International Atomic Energy Agency, *Classification of Radioactive Waste*, General Safety Guide No. GSG-1, Wenen: IAEA, 2009.

35. Ministerie van Infrastructuur en Milieu, *Het nationale programma voor het beheer van radioactief afval en verbruikte splijtstoffen*, 2016.
36. International Atomic Energy Agency. *Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems*. Beschikbaar via https://www.iaea.org/services/key-programmes/international-project-on-innovative-nuclear-reactors-and-fuel-cycles-inpro/inpro-methodology. (Geraadpleegd 2 december 2025).
37. COVRA N.V., *Het Oranje Boekje*, Revisie 0.3, beschikbaar via https://www.covra.nl/nl/radioactief-afval/aanmelden/, 2017.
38. National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine, *Merits and Viability of Different Nuclear Fuel Cycles and Technology Options and the Waste Aspects of Advanced Nuclear Reactors*, Washington, DC: The National Academies Press, https://doi.org/10.17226/26500, 2023.
39. Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB), *Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository*, SKB TR-10-13, 2010.
40. M. van der Schaaf, P.D.B.M. Bekhuis, en L.H.A. Boudewijns, *Radioactieve rest- en afvalstromen in Nederland. Een inventarisatie*, RIVM-rapport 2022-0073, 2022.
41. COVRA N.V., *Masterplan 2050*, Beschikbaar via https://www.covra.nl/nl/downloads/covra-algemeen/, 2024.
42. T.K. Kim, L. Boing, en B. Dixon, *Nuclear waste attributes of near-term deployable small modular reactors.* Nuclear Engineering and Technology, 2024. **56**(3): p. 1100–1107.
43. H. Feiveson, et al., *Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors. Experience and Lessons from Around the World*, International Panel on Fissile Materials (IPFM), september 2011.
44. M. Kellett, O. Bersillon, en R. Mills., *The JEFF-3.1/-3.1.1 radioactive decay data and fission yields sub-libraries*, JEFF Report 20, NEA No. 6287, OECD Publishing, Paris. Dataset beschikbaar via https://www-nds.iaea.org/sgnucdat/2021/updates2021.html, 2009 (2021 updates).
45. Ministry of Economic Affairs and Employment Energy, *Management of spent nuclear fuel and radioactive waste in Finland. Second national programme under Article 12 of Directive 2011/70/EURATOM of the Council of the European Union*, 2022:20, 2022.
46. International Atomic Energy Agency, *Guidebook on Spent Fuel Storage Options and Systems*, Technical Reports Series No. 240, Wenen: IAEA, 2024.
47. L. Rodríguez-Penalonga en B.Y. Moratilla Soria, *A Review of the Nuclear Fuel Cycle Strategies and the Spent Nuclear Fuel Management Technologies.* Energies, 2017. **10**(8): p. 1235.
48. H.M. Wainwright, et al., *A multidisciplinary framework from reactors to repositories for evaluating spent nuclear fuel from advanced reactors.* Scientific Reports, 2024. **14**(1): p. 26904.
49. D. García, et al., *Guidance on SMR implementation and deployment needs from the back end of the fuel cycle perspective; an overall vision from the 3 colleges*, Final version as of 31.07.2025 of deliverable D4.2 of the European Partnership EURAD-2. EC Grant agreement n°:101177718, 2025.

50. B. Taebi en J.L. Kloosterman, *To Recycle or Not to Recycle? An Intergenerational Approach to Nuclear Fuel Cycles.* Science and Engineering Ethics, 2008. **14**(2): p. 177–200.
51. Nuclear Energy Agency (NEA), *Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide Partitioning and Transmutation*, NEA No. 6894, OECD Publishing, Paris, 2011.
52. Neeft, et al., *COPERA Clay 2024. A conditional safety case and feasability study*, COVRA N.V., beschikbaar via https://www.covra.nl/nl/downloads/onderzoeksprogramma/, 2024.
53. K. Hesketh, et al., *Minor Actinide Burning in Thermal Reactors. A Report by the Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems*, NEA No. 6997, Organisation for Economic Co-Operation and Development (OECD), 2013.
54. Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE). *Transmutation of high-level radioactive waste*. Beschikbaar via https://www.base.bund.de/en/nuclear-safety/nuclear-technology/partitioning-transmutation/partitioning-transmutation_content.html. (Geraadpleegd 9 juli 2025).
55. Commissariat à l'énergie atomique (CEA), *Treatment and recycling of spent nuclear fuel. Actinide partitioning – Application to waste management*, A Nuclear Energy Division Monograph, 2008.
56. International Atomic Energy Agency, *Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation*, Tecdoc-1569, Wenen: IAEA, 2007.
57. COVRA N.V. *Verarmd uranium - COVRA N.V.* Beschikbaar via https://www.covra.nl/nl/veelgestelde-vragen/verarmd_uranium/. (Geraadpleegd 8 december).
58. K. Dungan, et al., *Assessment of the disposability of radioactive waste inventories for a range of nuclear fuel cycles: Inventory and evolution over time.* Energy, 2021. **221**: p. 119826.
59. International Atomic Energy Agency, *Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications*, Tecdoc-1864, Wenen: IAEA, 2019.
60. International Atomic Energy Agency, *Role of Thorium to Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems*, NF-T-2.4, Wenen: IAEA, 2012.
61. A.G. Croff en S.L. Krahn, *Comparative Assessment of Thorium Fuel Cycle Radiotoxicity.* Nuclear Technology, 2016. **194**(2): p. 271–280.
62. E. Minari, et al., *Scenario Analysis Tool Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS): Safety Assessments in the Context of Spent Fuel Management and Disposal.* Proceedings, Global 2019, Seattle, WA, September 22-27, 2019, 2019.
63. Nuclear Energy Agency (NEA), *Perspectives on the Use of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle – Extended Summary*, NEA No. 7228, OECD Publishing, Paris, 2015.
64. Nuclear Energy Agency (NEA), *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, Annex E, beschikbaar via https://www.oecd-nea.org/trw/docs/neastatus99/, 1999.
65. I.C. Gauld en J.C. Ryman, *Nuclide importance to criticality safety, decay heating, and source terms related to transport and interim storage of high-burnup LWR fuel*, Oak Ridge National Laboratory, NUREG/CR-6700 or ORNL/TM-2000/284, 2001.

66. W.I. Ko, H.D. Kim, en M.S. Yang, *Radioactive Waste Arisings from Various Fuel Cycle Options.* Journal of Nuclear Science and Technology, 2002. **39**(2): p. 200–210.
67. L.M. Krall, A.M. Macfarlane, en R.C. Ewing, *Nuclear waste from small modular reactors.* Proceedings of the National Academy of Sciences, 2022. **119**(23): p. e2111833119.
68. J.C. Wagner, et al., *Categorization of used nuclear fuel inventory in support of a comprehensive national nuclear fuel cycle strategy*, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-2012/308, 2012.
69. Radioactivity.eu.com. *Spent fuel burn-up*. Beschikbaar via https://radioactivity.eu.com/articles/radioactive_waste/burn_up. (Geraadpleegd 13 augustus 2025).
70. United States Nuclear Regulatory Commission (US NRC), *Backgrounder on High Burnup Spent Nuclear Fuel*, Beschikbaar via https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/bg-high-burnup-spent-fuel.html, 2024.
71. nuclear-power.com. *Thermal Efficiency of Nuclear Power Plants*. Beschikbaar via https://www.nuclear-power.com/nuclear-engineering/thermodynamics/laws-of-thermodynamics/thermal-efficiency/thermal-efficiency-of-nuclear-power-plants/. (Geraadpleegd juni 2025).
72. M.W. Rahman, M.Z. Abedin, en M.S. Chowdhury, *Efficiency analysis of nuclear power plants: A comprehensive review.* World J. Adv. Res. Rev, 2023. **19**: p. 527–540.
73. International Atomic Energy Agency, *Advanced applications of water cooled nuclear power plants*, IAEA, TECDOC-1584, 2007.
74. X.Y. Sun, et al., *Transmutation of long-lived fission products in an advanced nuclear energy system.* Scientific Reports, 2022. **12**(1): p. 2240.
75. S. Chiba, et al., *Method to Reduce Long-lived Fission Products by Nuclear Transmutations with Fast Spectrum Reactors.* Scientific Reports, 2017. **7**(1): p. 13961.
76. W.S. Yang, et al., *Long-Lived Fission Product Transmutation Studies.* Nuclear Science and Engineering, 2004. **146**(3): p. 291–318.
77. M. Salvatores en G. Palmiotti, *Radioactive waste partitioning and transmutation within advanced fuel cycles: Achievements and challenges.* Progress in Particle and Nuclear Physics, 2011. **66**(1): p. 144–166.
78. International Atomic Energy Agency. *Power Reactor Information System (PRIS): In operation & Suspendced Operation Reactors. By Type.* Beschikbaar via https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx. (Geraadpleegd 13 augustus 2025).
79. International Atomic Energy Agency. *Power Reactor Information System (PRIS): Borssele*. Beschikbaar via https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=423. (Geraadpleegd 14 januari 2026).
80. Autoriteit Nucleaire Veiligheid en Stralingsbescherming (ANVS), *Startnotitie. Vooroverleg langere bedrijfsduur kerncentrale Borssele na 2033*, 2025.
81. Nuclear Regulatory Commission (NRC). *The Pressurized Water Reactor (PWR)*. Beschikbaar via https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/animated-pwr. (Geraadpleegd 9 december 2025).

82. World Nuclear Association. *Nuclear power reactors*. Beschikbaar via https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors. (Geraadpleegd 9 mei 2025).
83. EPZ. *Wat is splijtstof en hoe werkt het?* Beschikbaar via https://www.epz.nl/kennis-verdieping/wat-is-splijtstof-en-hoe-werkt-het/. (Geraadpleegd 9 mei 2025).
84. Nuclear Power. *Nuclear Fuel Assembly – Fuel Fabrication*. Beschikbaar via https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/nuclear-fuel/fuel-assembly/. (Geraadpleegd 30 juli 2025).
85. *AP1000 Design Control Document*, Revision 19, Tier 2 Chapter 4 - Reactor - section 4.1, beschikbaar via https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A500.html, 2011.
86. L. Westinghouse Electric Co., *The Westinghouse AP1000 Advanced Nuclear Plant. Plant description*, 2003.
87. EPZ. *De jaarlijkse splijtstofwissel*. Beschikbaar via https://www.epz.nl/kennis-verdieping/de-jaarlijkse-splijtstofwissel/. (Geraadpleegd 9 mei 2025).
88. N.S. Kamaruzaman, D.S. Kessel, en C.-L. Kim, *Management of Spent Ion-Exchange Resins From Nuclear Power Plant by Blending Method.* Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, 2018. **16**(1): p. 65–82.
89. International Atomic Energy Agency, *Application of Ion Exchange Processes for Treatment of Radioactive Waste and Management of Spent Ion Exchangers*, Technical Reports Series No. 408, Wenen: IAEA, 2002.
90. Ministerie van Klimaat en Groene Groei en Ministerie van Infrastructuur en Waterstaat. *Vier nieuwe kerncentrales*. Beschikbaar via https://www.overkernenergie.nl/plannen-rond-kernenergie/nieuwe-kerncentrales. (Geraadpleegd 31 juli 2025).
91. E. Burggraaff, J. Welbergen, en E. Verhoef, *Nationale Radioactief Afval Inventarisatie*, COVRA, 2022.
92. M.-S. Yim en F. Caron, *Life cycle and management of carbon-14 from nuclear power generation.* Progress in Nuclear Energy, 2006. **48**(1): p. 2–36.
93. Nuclear Energy Agency (NEA), *Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems*, Organization for Economic Co-operation and Development (OECD), 2014.
94. G.S. Was, et al., *Materials for future nuclear energy systems.* Journal of Nuclear Materials, 2019. **527**(151837).
95. Generation IV International Forum (GIF). *Sodium Fast Reactor (SFR)*. Beschikbaar via https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/sodium-fast-reactor-sfr. (Geraadpleegd 26 november 2025).
96. KIT and partners, *High Performance LWR (HP-LWR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
97. Generation IV International Forum (GIF), *GIF R&D outlook for Generation IV nuclear energy systems: 2018 update*, 2018.
98. FURGS, *Fixed Bed Nuclear Reactor (FBNR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.

99. J. Malogulko, et al., *Research and analysis of new generation nuclear reactors in the world.* Machinery & Energetics, 2023. **14**(4): p. 86–100.
100. M.M. Rahman, et al., *Design concepts of supercritical water-cooled reactor (SCWR) and nuclear marine vessel: a review.* Progress in Nuclear Energy, 2020. **124**(103320).
101. O. Baudrand, et al., *Overview of Generation IV (Gen IV) Reactor Designs. Safety and Radiological Protection Considerations*, IRSN Report 2012/158, 2012.
102. Y. Ando, K. Nishihara, en H. Takano, *Estimation of spent fuel compositions from light water reactors.* Journal of Nuclear Science and Technology, 2000. **37**(10): p. 924–933.
103. B.B. Bevard, *BWR Spent nuclear fuel acquisition and testing to support the DOE-NE high burnup spent fuel data project*, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL/LTR-2020/8, 2020.
104. R. Price, *Bringing the back-end to the forefront - Spent fuel management and safeguards considerations for emerging reactors*, The Henry L. Stimson Center, 2021.
105. Teollisuuden Voima Oyj (TVO), *Operating licence application for a nuclear power plan unit Olkiluoto 3*, 2016.
106. UK Radioactive Waste & Materials Inventory. *Hinkley Point C 2022 Waste Stream Datasheets*. Beschikbaar via https://ukinventory.nda.gov.uk/document-library/?search=&wds_waste_category=&wds_site_name=hinkley-point-c&wds_document_category=waste-stream-data-sheets. (Geraadpleegd 10 december 2025).
107. AREVA, *The Evolutionary Power Reactor (EPR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 12 december 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
108. Nuclear Regulatory Commission (NRC). *Power Reactors*. Beschikbaar via https://www.nrc.gov/reactors/power. (Geraadpleegd 12 december 2025).
109. Generation IV International Forum (GIF). *Very High Temperature Reactor*. Beschikbaar via https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/very-high-temperature-reactor-vhtr. (Geraadpleegd 13 augustus 2025).
110. F. Guittonneau, A. Abdelouas, en B. Grambow, *HTR Fuel Waste Management: TRISO separation and acid-graphite intercalation compounds preparation.* Journal of nuclear materials, 2010. **407**(2): p. 71–77.
111. R. Stainsby, et al., *Gas cooled fast reactor research in Europe.* Nuclear Engineering and Design, 2011. **241**(9): p. 3481–3489.
112. EURATOM, *ALLEGRO (ALLEGRO), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, 2021.
113. B. Kvizda, et al., *Advancing Gas-cooled Fast Reactor Technology: Outcomes of the Euratom SafeG Project on ALLEGRO Research and Development.* EPJ Nuclear Sciences & Technologies, 2025. **11**: p. 25.
114. CREIPI, *KAMADO FBR (KAMADO), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.

115. C. Forsberg en P.F. Peterson, *Spent Nuclear Fuel and Graphite Management for Salt-Cooled Reactors: Storage, Safeguards, and Repository Disposal.* Nuclear Technology, 2015. **191**(2): p. 113–121.
116. Generation IV International Forum (GIF). *Gas-Cooled Fast Reactor*. Beschikbaar via https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/gas-cooled-fast-reactor-gfr. (Geraadpleegd 13 augustus 2025).
117. International Atomic Energy Agency, *High temperature gas cooled reactor fuels and materials*, IAEA-TECDOC-1645, Wenen: IAEA, 2010.
118. C. Forsberg en A. Kadak, *Safeguards and security for high-burnup TRISO pebbled bed spent fuel and reactors.* Nuclear Technology, 2024. **210**: p. 1354–1365.
119. M.I. Atz, E.A. Hoffman, en R.A. Joseph, *A framework to assess advanced reactor spent fuel management facility deployment*, Idaho National Lab, INL/JOU-24-77730-Revision-0, 2024.
120. M.K. Meyer, R. Fielding, en J. Gan, *Fuel development for gas-cooled fast reactors.* Journal of Nuclear Materials, 2007. **371**(1): p. 281–287.
121. D. Sassani, et al., *Evaluating geologic disposal pathways for advanced reactor spent fuels*, Sandia National Laboratories, SAND2022-10737C, 2022.
122. P.W. Humrickhouse, *HTGR Dust Safety Issues and Needs for Research and Development*, Idaho National Laboratory INL/EXT-11-21097, 2011.
123. N. Sakaba, et al., *Short design descriptions of other systems of the HTTR.* Nuclear engineering and design, 2004. **233**(1-3): p. 147–154.
124. International Atomic Energy Agency, *Processing of irradiated graphite to meet acceptance criteria for waste disposal*, IAEA-TECDOC-1790, 2016.
125. C.W. Forsberg, *Roadmap of Graphite Moderator and Graphite-Matrix TRISO Fuel Management Options.* Nuclear Technology, 2024. **210**(9): p. 1623–1638.
126. S.J. Piet, S.E. Bays, en N. Soelberg, *HTGR Technology Family Assessment for a Range of Fuel Cycle Missions*, Idaho National Lab, 2010.
127. K. Kiegiel, et al., *Management of Radioactive Waste from HTGR Reactors including Spent TRISO Fuel—State of the Art.* Energies, 2022. **15**(3): p. 1099.
128. E. Cothron en Z. Koshgarian, *From reactors to repositories: disposal pathways for advanced nuclear reactor waste*, Nuclear Innovation Alliance, December 2024.
129. P. Kim en A. Macfarlane, *Challenges of small modular reactors: A comprehensive exploration of economic and waste uncertainties associated with US small modular reactor designs.* Progress in Nuclear Energy, 2026. **190**: p. 105989.
130. International Atomic Energy Agency, *Management of waste containing tritium and carbon-14*, TRS 421, 2004.
131. P. Wydler, *Liquid Metal Cooled Reactors.* CHIMIA, 2005. **59**(12): p. 970.

132. World Nuclear Association. *Nuclear Power in Russia*. Beschikbaar via https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power. (Geraadpleegd 22 mei 2025).
133. V.M. Troyanov, et al., *Lead-bismuth cooled reactors: history and the potential of development. Part 1. History of development.* Nuclear Energy and Technology, 2022. **8**(3): p. 187–195.
134. International Atomic Energy Agency, *Liquid Metal Coolants for Fast Reactors Cooled by Sodium, Lead and Lead-Bismuth Eutectic*, Nuclear Energy Series No. NP-T-1.6, Wenen: IAEA, 2012.
135. M.K. Rowinski, T.J. White, en J. Zhao, *Small and Medium sized Reactors (SMR): A review of technology.* Renewable and Sustainable Energy Reviews, 2015. **44**: p. 643–656.
136. JSC "Afrikantov OKBM", *BN-1200, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
137. Gen4 Energy Inc., *Gen4 Module (G4M), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
138. Westinghouse Electric Company LLC, *Westinghouse Lead-cooled Fast Reactor (W-LFR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
139. Generation IV International Forum (GIF). *Lead Fast Reactors (LFR)*. Beschikbaar via https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/lead-fast-reactors-lfr. (Geraadpleegd 26 november 2025).
140. AKME-engineering JSC, *SVBR-100, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd 15 oktober 2024.
141. J. Donovan, *Shrinking nuclear waste and increasing efficiency for a sustainable energy future.* IAEA Bulletin, 2020. **61-3 September**.
142. Seoul National University, *Proliferation-resistant Environment-friendly Accident-tolerant Continuable and Economical Reactor (PEACER), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
143. KAERI, *Prototype Gen-IV Sodium-cooled Fast Reactor (PGSFR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
144. NIKIET, *BREST-OD-300, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd 10 oktober 2024.
145. China Institute of Atomic Energy, *China Fast Reactor 600 (CFR-600), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
146. newcleo, *Lead-cooled Fast Reactor Amphora-Shaped 200 (LFR-AS-200), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 10 juli 2025, gepubliceerd 14 oktober 2024.

147. E.D. Kitcher, *A White Paper: Disposition Options for Sodium-Cooled Fast Reactors*, Idaho National Laboratory INL/EXT-20-59581, Revision 0, 2020.
148. E. Matteo, et al., *Advanced Reactors Spent Fuel and Waste Streams Disposition Strategies*, Sandia National Laboratories, SAND2023-08602R, 2023.
149. M. Pelletier, *What fuel for SFRs?* CLEFS CEA, 2007. **55**(Summer).
150. N. Murugesan, et al., *Studies on In-situ regeneration of cold trap of a Bench-Top sodium loop.* Nuclear Engineering and Design, 2023. **403**: p. 112156.
151. International Atomic Energy Agency, *Radioactive Sodium Waste Treatment and Conditioning. Review of Main Aspects*, Tecdoc-1534, Wenen: IAEA, 2007.
152. K.G. Legkikh en V.B. Smykov, *Innovative technologies for immobilizing the sodium primary coolant of fast neutron reactors and processing liquid radioactive waste generated during reactor operation.* Atomic Energy, 2024. **137**(1): p. 129–135.
153. V. Bouilly, et al., *SUPERPHENIX Dismantling – Status and lessons learned*, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekateringburg (Rusland). Beschikbaar via https://www.iaea.org/publications/13414/fast-reactors-and-related-fuel-cycles-next-generation-nuclear-systems-for-sustainable-development-fr17, 26–29 juni 2017.
154. S.N. Orlov, et al., *Electrochemical Sensors for Controlling Oxygen Content and Corrosion Processes in Lead-Bismuth Eutectic Coolant-State of the Art.* Sensors (Basel), 2023. **23**(2).
155. A.I. Orlov, Y.I. Orlov, en V.A. Gulevskiy, *State of development of the heavy coolant quality support and control system for NF BREST-OD-300.* Journal of Physics: Conference Series, 2020. **1475**(1): p. 012018.
156. A.Y. Galashev, *Processing of fast neutron reactor fuel by electrorefining: Thematic overview.* International Journal of Energy Research, 2021. **45**(8): p. 11459–11478.
157. A.V. Rovneiko, et al., *Decontamination of Sodium in the Primary Circuit of Fast Sodium-Cooled Reactors.* Radiochemistry, 2024. **66**(5): p. 656–662.
158. K. Tuček, et al., *Comparative study of minor actinide transmutation in sodium and lead-cooled fast reactor cores.* Progress in Nuclear Energy, 2008. **50**(2): p. 382–388.
159. Verenigde Naties - Economische Commissie voor Europa, *Overeenkomst voor het internationale vervoer van gevaarlijke goederen over de weg (ADR). Bijlagen A en B*, Beschikbaar via https://www.rijksoverheid.nl/documenten/rapporten/2025/06/05/adr-2025 (geraadpleegd 14 januari 2026), 2025.
160. P. Kalyanasundaram, et al., *Regeneration qualification of cold trap using modeling validated by radiography and image processing.* Nuclear Engineering and Design, 2013. **255**: p. 368–375.
161. N. Mukhamedov, et al., *Decommissioning of the BN-350 Fast Neutron Reactor: History Review and Current Status.* Energies, 2025. **18**(13): p. 3486.

162. V.V. Alekseev, Y.A. Kuzina, en A.P. Sorokin, *Conceptual issues of the cold filter trap development for the sodium coolant purification in fast-neutron reactors.* Nuclear Energy and Technology, 2020. **6**(2): p. 105–111.
163. Y.I. Orlov, et al., *Hydrodynamic problems of heavy liquid metal coolants technology in loop-type and mono-block-type reactor installations.* Nuclear Engineering and Design, 2007. **237**(15): p. 1829–1837.
164. International Atomic Energy Agency, *Status of Molten Salt Reactor Technology*, Technical reports series 489, Wenen: IAEA, 2023.
165. J. Serp, et al., *The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives.* Progress in Nuclear Energy, 2014. **77**: p. 308–319.
166. B.J. Riley, et al., *Molten salt reactor waste and effluent management strategies: A review.* Nuclear Engineering and Design, 2019. **345**: p. 94–109.
167. Nuclear Regulatory Commission (NRC), *Abilene Christian University, Molten Salt Research Reactor Construction Permit No. CPRR-124*, Beschikbaar via https://www.nrc.gov/reactors/non-power/new-facility-licensing/msrr-acu/documents, 16 september 2024.
168. Kairos Power. *Hermes Low-Power Demonstration Reactor Construction Is Underway in Oak Ridge*. Beschikbaar via https://kairospower.com/tennessee/. (Geraadpleegd
169. Kairos Power, *Kairos Power fluoride salt-cooled high-temperature reactor (KP-FHR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 15 oktober 2024.
170. D. LeBlanc, *Molten salt reactors: A new beginning for an old idea.* Nuclear Engineering and Design, 2010. **240**(6): p. 1644–1656.
171. Generation IV International Forum (GIF). *Molten Salt Reactors (MSR)*. Beschikbaar via https://www.gen-4.org/generation-iv-criteria-and-technologies/molten-salt-reactors-msr. (Geraadpleegd 26 november 2025).
172. Kairos Power. *Kairos Power's Iterative Approach to Fuel Development*. Beschikbaar via https://kairospower.com/internal_updates/kairos-powers-iterative-approach-to-fuel-development/. (Geraadpleegd 12 november 2025).
173. UC Berkeley. *PB-FHR fuel*. Beschikbaar via https://fhr.nuc.berkeley.edu/pb-fhr-technology/fuel-development/. (Geraadpleegd 12 december 2025).
174. NAAREA, *XAMR, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 15 oktober 2024.
175. THORIZON B.V., *Thorizon, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 16 oktober 2024.
176. Stellaria, *Stellarium, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 16 oktober 2024.

177. Moltex Energy, *Stable Salt Reactor - Wasteburner (SSR-W), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 16 oktober 2024.
178. CNRS, *Molten Salt Fast Reactors (MSFR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
179. Copenhagen Atomics, *Copenhagen Atomics Waste Burner, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 15 oktober 2024.
180. International Thorium Molten-Salt Forum (ITMSF), *FUJI, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 14 oktober 2024.
181. Flibe Energy, *Lithium Fluoride Thorium Reactor (LFTR), ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd voor juni 2021.
182. C.Y. Zou, et al., *Optimization of temperature coefficient and breeding ratio for a graphite-moderated molten salt reactor.* Nuclear Engineering and Design, 2015. **281**: p. 114–120.
183. Terrestrial Energy, *IMSR400, ARIS-database entry*, beschikbaar via https://aris.iaea.org/technicaldata, geraadpleegd 30 oktober 2025, gepubliceerd 11 oktober 2024.
184. Stellaria. *Stellaria Advanced FAQ*. Beschikbaar via https://www.stellaria.fr/en/ressources/. (Geraadpleegd 6 november 2025).
185. S.T. Arm, et al., *Status of Fast Spectrum Molten Salt Reactor Waste Management Practice*, Pacific North West National Laboratory PNNLL-30739, 2020.
186. E. de Visser – Týnová, et al., *An overview of molten salt reactor research experiments at NRG PALLAS.* Nuclear Engineering and Design, 2025. **442**: p. 114241.
187. P. LaPlante, et al., *Storage and transportation of molten salt reactor wastes: identification of technical information needs and implications for safety review guidance - final report*, Center for Nuclear Waste Regulatory Analyses (CNWRA), TLR-RES/DE/REB-2024-15, 2024.
188. Australian Nuclear Science and Technology Organization (ANSTO). *ANSTO Synroc Technology Overview*. Beschikbaar via https://www.ansto.gov.au/form/ansto-synroc-technology-overview. (Geraadpleegd 10 november 2025).
189. G. Adams, P. LaPlante, en Y.-M. Pan, *Assessment of the current state of knowledge on storage and transportation of molten salt reactor waste - final report*, Center for Nuclear Waste Regulatory Analyses (CNWRA), 2023.
190. E. Capelli, *Molten salt recycling and back end*, MIMOSA newsletter, issue 1. Beschikbaar via https://www.mimosa-euratom.eu/resources/, september 2023.
191. M. Bowen, M. Gapihan, en M. Lameche, *Revisiting GTCC and GTCC-Like Nuclear Waste Disposal in the United States*, Center on Global Energy Policy at Columbia University SIPA, 2024.

192. R. Hargraves en R. Moir, *Liquid Fluoride Thorium Reactors.* American Scientist, 2010. **98**: p. 304.
193. C. Fiorina, et al., *Investigation of the MSFR core physics and fuel cycle characteristics.* Progress in Nuclear Energy, 2013. **68**: p. 153–168.
194. Kairos Power, *Hermes Non-Power Reactor Environmental Report*, HER-ER-001, Revision 0, beschikbaar via https://www.nrc.gov/reactors/non-power/new-facility-licensing/hermes-kairos, 2021.
195. A.M. Wheeler en O. Chvála *Molten Salt Reactor Sourdough Refueling and Waste Management Strategy*. Journal of Nuclear Engineering, 2021. **2**, 471–483 DOI: 10.3390/jne2040033.
196. K. Carlson, et al., *Molten salt reactors and electrochemical reprocessing: synthesis and chemical durability of potential waste forms for metal and salt waste streams.* International Materials Reviews, 2021. **66**(5): p. 339–363.
197. R. Aughterson. *The Characterisation and Ion-Irradiation Tolerance of the Complex Ceramic Oxides Ln2TiO5 (Ln = lanthanides)*. PhD thesis. University of Sydney, Australian Centre for Microscopy and Microanalysis, School of Aeronautical, Mechanical and Mechatronics Engineering, 2018.
198. D.D. Siemer, *Molten Salt Breeder Reactor Waste Management.* Nuclear Technology, 2014. **185**(1): p. 100–108.
199. J. Moon, et al., *Density Measurements of Molten LiF–BeF2 and LiF–BeF2–LaF3 Salt Mixtures by Neutron Radiography.* ACS Omega, 2024. **9**(25): p. 27204–27213.
200. V. Prithivirajan, *Examining Graphite Degradation in Molten Salt Environments: A Chemical, Physical, and Material Analysis.* 2024.
201. Neway precision works. *Hastelloy N*. Beschikbaar via https://www.newayaerotech.com/services/equiaxed-crystal-casting/hastelloy-n. (Geraadpleegd 11 november 2025).

Afkortingenlijst

Afkorting	**Betekenis**
ALARP	As Low As Reasonably Practicable (zo laag als redelijkerwijs uitvoerbaar)
ARIS	Advanced reactor information system
AWR	Advanced water-cooled reactor (geavanceerde watergekoelde reactor)
BWR	Boiling water reactor (kokendwaterreactor)
CANDU	CANada Deuterium Uranium (een zwaarwatergekoelde reactor)
COVRA	Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval
ERU	Enriched Reprocessed Uranium (verrijkt gerecycled uranium)
GCR	Gas-Cooled Reactor (gasgekoelde reactor)
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor (gasgekoelde snelle reactor)
HABOG	Hoogradioactief Afval Behandelings- en Opslag-Gebouw
HALEU	High-Assay Low-Enriched Uranium, uranium met 5-20% U-235
HLW	High Level Waste
HRA	Hoogradioactief Afval
HWR	Heavy Water Reactor (zwaarwaterreactor)
IAEA	International Atomic Energy Agency
ILW	Intermediate Level Waste
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
KCB	Kerncentrale Borssele
LFR	Lead-cooled Fast Reactor (loodgekoelde reactor)
LLW	Low Level Waste
LMRA	Laag- en MiddelRadioactief Afval
LWR	Light-Water Reactor (lichtwaterreactor)
MOX	Mixed-Oxide fuel
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSR	Molten Salt Reactor (gesmoltenzoutreactor)
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
NEA	Nuclear Energy Agency
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PWR	Pressurised Water Reactor (drukwaterreactor)
SCWR	SuperCritical Water-cooled Reactor (superkritischwaterreactor)
SFR	Sodium-cooled Fast Reactor (natriumgekoelde reactor)
SMR	Small Modular Reactor (kleine modulaire reactor)
TRISO	TRi-structural ISOtropic (beschrijft de inkapseling van een splijtstofdeeltje met lagen grafiet en siliciumcarbide)
VHTR	Very High Temperature Reactor (hoge temperatuur gasgekoelde reactor, een thermische reactor)

Dit is een uitgave van:

Rijksinstituut voor Volksgezondheid en Milieu
Postbus 1 | 3720 BA Bilthoven
www.rivm.nl

april 2026

De zorg voor morgen begint vandaag