Transmutation von Transuranen unter den Randbedingungen des Kernenergieausstiegs – Ist das technisch machbar?

Bruno Merk, Ulrich Rohde

Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, Postfach 51 01 19, 01314 Dresden

**Hintergrund**

Die deutsche Regierung hat unter dem Eindruck der Reaktorunfälle in Fukushima den Ausstieg aus der Stromproduktion in Kernkraftwerken in Deutschland beschlossen und die Energiewende verkündet. 8 Kernkraftwerke wurden unmittelbar abgeschaltet und nicht wieder in Betrieb genommen. Für die verbleibenden Kernkraftwerke wurde ein gestaffelter Plan für die Abschaltung entwickelt. Entsprechend dieser Planung sollen Ende 2022 die letzten beiden Kernkraftwerke vom Netz gehen. Zudem gilt: “Für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität … werden keine Genehmigungen erteilt“ [1]. Allerdings bleibt die Frage des zukünftigen Umgangs mit radioaktiven Abfällen weiterhin unbeantwortet, auch wenn das Standortauswahlgesetzes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle im, Juni 2013 durch das Kabinett beschlossen wurde [2]. Im Standortauswahlgesetz [3] wird in §3 die Einberufung einer „Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe“ [3] vorgeschrieben. Eine der ersten Aufgaben der Kommission ist: „(2) Die Kommission soll Vorschläge erarbeiten 1. zur Beurteilung und Entscheidung der Frage, ob anstelle einer unverzüglichen Endlagerung hoch radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen andere Möglichkeiten für eine geordnete Entsorgung dieser Abfälle wissenschaftlich untersucht und bis zum Abschluss der Untersuchungen die Abfälle in oberirdischen Zwischenlagern aufbewahrt werden sollen“ [3].

Etwa in diesem Zeitraum, im August 2012, vergaben das Bundesministerium für Wirtschaft und das Bundesministerium für Bildung und Forschung in Zusammenarbeit das Projekt: „Studie zur Partitionierung und Transmutation (P&T) hochradioaktiver Abfälle“, unter Federführung der acatech – DEUTSCHE AKADEMIE DER TECHNIKWISSENSCHAFTEN zur Beurteilung von Chancen und Risiken in Forschung und Anwendung der Technologieoption P&T. Das Gesamtprojekt gliederte sich in zwei Module: Modul A behandelt die naturwissenschaftlichen Aspekte der P&T Technologie (Förderung durch das BMWi, Federführung durch KIT) und Modul B behandelt die sozialwissenschaftlichen Aspekte (Förderung durch das BMBF, Federführung durch acatech). Projektpartner im Modul A waren DBE TECHNOLOGY GmbH, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS), das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) und die Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen zusammen mit dem Forschungszentrum Jülich (FZJ). Modul B wurde vom Zentrum für Interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart (ZIRIUS) bearbeitet.

Im Zuge der Studie entwickelte sich eine intensive Diskussion zum Thema P&T unter den Bedingungen des Kernenergieausstiegs, insbesondere bezüglich der notwendigen Zielsetzung. Durch den Ausstiegsbeschluss unterscheiden sich die für Deutschland spezifischen Zielsetzungen gegenüber den Zielsetzungen, die bisher als Rahmenbedingungen für die Forschungsprojekte zu P&T in den europäischen Forschungs-Programmen angenommen wurden, siehe Abbildung 1. Diese spezifischen Zielsetzungen führen zu deutlich abweichenden Zielen für das Anlagendesign der Transmutationsanlagen, während sich ansonsten große Teile der Entwicklung der P&T Technologie weiterhin im Rahmen der europäischen Forschungsprogramme bewegen.

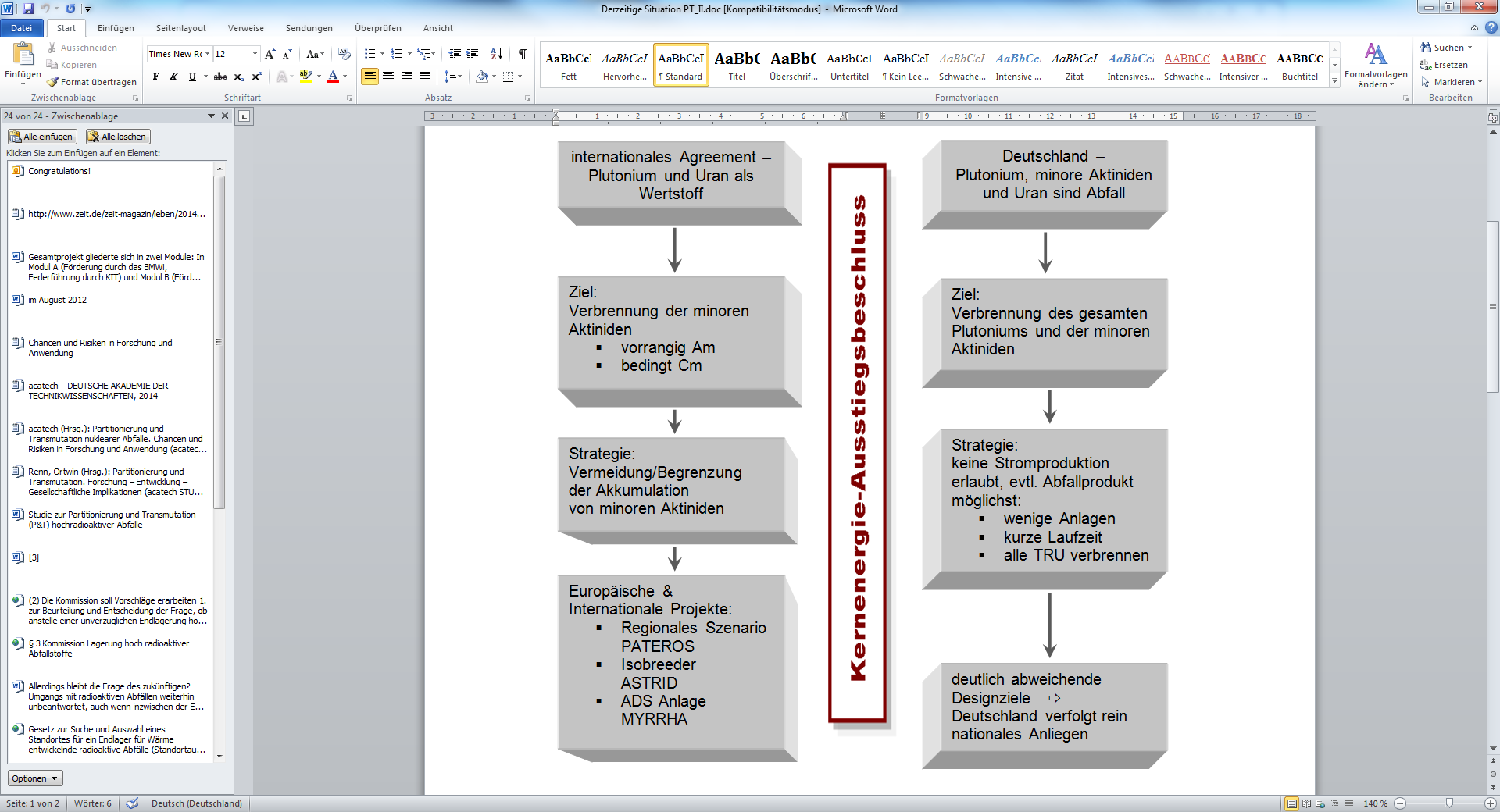


Abbildung 1: Derzeitige Situation für die Durchführung von P&T in Deutschland (vgl. [4])

**Einführung**

Zu den aus dem Kernkraftwerksbetrieb in Deutschland anfallenden Massen an Transuranen (TRUen) gibt es mehrere detaillierte Studien. Für das ursprünglich, beim ersten Kernenergieausstieg, vorgesehene Betriebsende aller deutschen Kernkraftwerke sind folgende Massen an TRUen berechnet worden: ~135 t Plutonium, ~13.5 t Americium und ~1.7 t Curium [6, 7, 8]. Die Massen haben sich durch den vorgezogenen Kernenergieausstieg nur unwesentlich verändert, wie eine kürzlich veröffentlichte, detaillierte Studie zeigt: 131 t Plutonium, 6.2 t Neptunium, 14.6 t Americium und 0.7 t Curium [9] im Jahre 2022. As konservative Annahme wurde in der deutschen P&T Studie, in Abstimmung mit allen Teilnehmern, der Wert von insgesamt 170 t Transuranen als Referenzwert definiert. [4]

Im Rahmen der Studie wurde auch ein neuer wissenschaftlicher Ansatz für die Verbrennung von TRUen diskutiert, und zwar der Einsatz von Salzschmelzenreaktoren, weil Reaktoren mit flüssigem Brennstoff einige spezifische Vorteile aufweisen. Die Technologie der Salzschmelzenreaktoren geht auf die 50er Jahre zurück. Die Entwicklung führte schließlich 1960 zur Konstruktion des ersten größeren Experiments, des Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) am Oak Ridge National Laboratory in den USA. Der Reaktor wurde in der Folgezeit 4 ½ Jahre erfolgreich betrieben [10], das Nachfolgeprojekt aber im Kampf um Fördermittel gestoppt. Die Technologie der Salzschmelzenreaktoren hat Anfang des 21ten Jahrhunderts neue Aufmerksamkeit gefunden. Dies fokussierte sich zuerst im EURATOM Projekt MOST – Review on MOlten Salt Reactor Technology [11, 12]. In letzter Zeit wurden als Konsequenz des MOST Projektes zwei neue Projekte entwickelt, EVOL [13, 14] im Rahmen der Europäischen Union und MOSART [15, 16] in Rußland. Beide neuen Projekte beruhen aber auf einem Reaktordesign mit schnellem Neutronenspektrum, im Gegensatz zum MSRE, das aus einem graphitmoderierten Kern mit thermischem Spektrum aufgebaut war. Das neu erwachte Interesse an Salzschmelzenreaktoren begründet sich in einigen sehr positiven Eigenschaften der geschmolzenen Fluoridsalze, wie der hohen Löslichkeit von Aktiniden im Salz, der thermodynamischen und radiologischen Stabilität des Salzes, dem niedrigen Dampfdruck bei Betriebstemperatur und der nachgewiesenen Kompatibilität mit Nickelbasislegierungen [10]. Zusätzlich zu diesen vorteilhaften Eigenschaften der Fluoridsalze besitzen Salzschmelzenreaktoren, bedingt durch die Einheit von Brennstoff und Kühlmittel, ein starkes, negatives Temperaturrückwirkungsverhalten. Mit besonderem Augenmerk auf Transmutation lassen sich noch weitere Vorteile anführen, die vorwiegend in Verbindung mit dem flüssigen Brennstoff entstehen:

* Nachladung im laufenden Betrieb – dadurch wird eine brutstoffreie Konfiguration ermöglicht
* Salzreinigung im laufenden Betrieb – dadurch werden Multi-Recycling und ein Großteil der Nukleartransporte eliminiert [17, 18]

Weiterhin zeichnen sich Salzschmelzenreaktoren auch durch sicherheitstechnische Vorteile aus:

* Vermeidung einer Überschussreaktivität der Beladung am Zyklusbeginn, die in herkömmlichen Reaktoren mit festem Brennstoff zur Kompensation des Abbrandes erforderlich ist
* Niedriger Betriebsdruck, der das Gefährdungspotenzial durch Leckstörfälle signifikant verringert

Im Zuge des Kernenergieausstieges ergibt sich noch eine zusätzliche Forderung, für deren Lösung sich der flüssige Zustand des Brennstoffes als sehr vorteilhaft erweist. Transmutation kann nur von Interesse sein, wenn es gelingt das Problem der verbleibenden Beladung der letzten Anlage zufriedenstellend zu lösen – das sogenannte Last Transmuter Problem. Ein Ansatz zur Lösung dieses Problems wurde vor kurzem vorgestellt [17, 19]. Das Problem kann durch die Nutzung eines zweigeteilten Betriebszyklus‘, bestehend aus Transmutationsbetrieb unter Einsatz der TRUe als Brennstoff und Nachverbrennungsphase unter Nutzung vom, in der Abschirmung gebildetem U-233 als Brennstoff, weitgehend gelöst werden.

In der vorliegenden Veröffentlichung liegt das Hauptaugenmerk auf der Anpassung der vorhergehenden Arbeiten auf die spezifisch deutsche Situation. Die Forschungen zu Salzschmelzenreaktoren wurden, wie bereits oben erwähnt, in mehreren europäischen Projekten vorangetrieben. Die bereits entwickelten Reaktordesigns lassen sich mit geringem technischen Aufwand an die deutschen Zielstellungen, d.h. eine möglichst effektive Verbrennung von TRUen anpassen, ohne dass eine neue Reaktorlinie entwickelt werden müsste.

In der Arbeit werden Antworten auf die Fragen gegeben : Wie viele Reaktoren werden benötigt? Welche Betriebszeit ist zur Verbrennung der TRUe notwendig? Welche Mengen und Arten von TRUen sind bei Betriebsende zu erwarten? Darüber hinaus wird ein Vergleich zweier Strategien (3 Reaktoren mit längerer Laufzeit versus 4 Reaktoren mit kürzerer Laufzeit) vorgenommen und abschließend eine Strategieempfehlung gegeben.

**Referenzmodell und Rechenprogramme**

Die geführten Berechnungen beruhen auf dem, in Abbildung 2 dargestellten, EVOL Benchmark Modell [20], einem 3000 MW Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum. Im ersten Schritt besteht der Reaktorkern, in dem die Spaltreaktionen stattfinden, vereinfacht aus einem Zylinder mit identischem Maß für den Durchmesser und die Höhe [21]. Er ist umgeben von einem Reflektor- bzw. Brutmantel. Die den Kern umgebenden Pumpen und Wärmetauscher werden vereinfacht als Ringstruktur betrachtet, die durch einen Schutzring vor dem hohen Neutronenfluss im Kern geschützt werden.

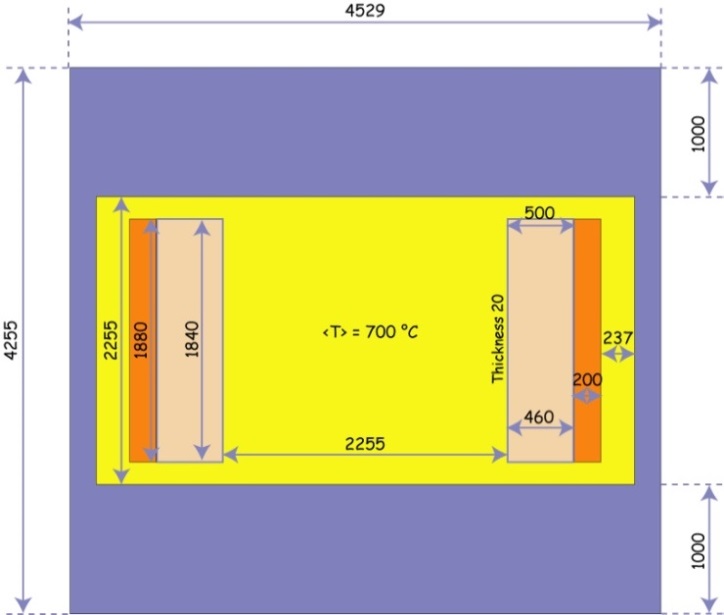
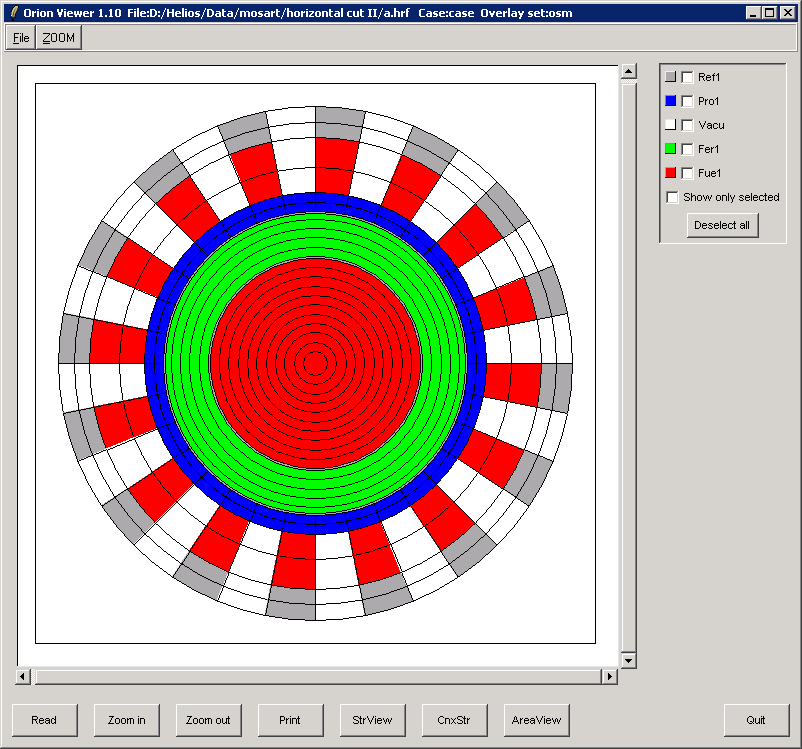
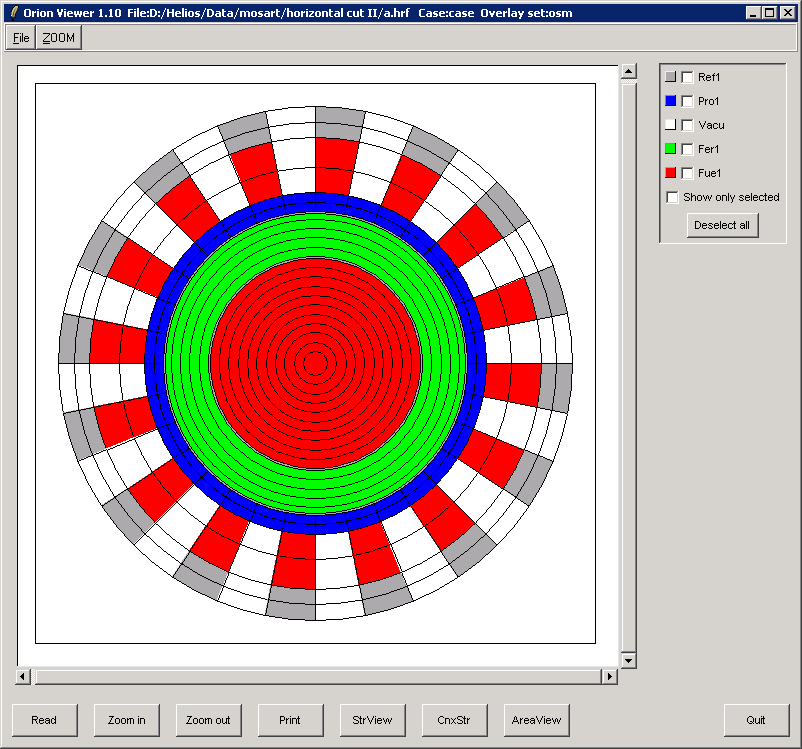


Abbildung 2: Schematische Darstellung des EVOL Benchmark Designs mit Systemmaßen (links) – 3D Modell mit Wärmetauschern (IHX), Umwälzpumpen (blau) und der Kernkonfiguration mit Reflektions- bzw. Brutmantel (rot), Abschirmungsring (grün) und der Reaktionszone in der Mitte [20].

Für die Simulationsrechnungen wird das Rechenprogramm HELIOS 1.10 mit der intern verfügbaren 47 Gruppenbibiliothek eingesetzt [22]. HELIOS ist ein Programm zur Berechnung des zweidimensionalen Neutronentransport, basierend auf der Methode der Erststoßwahrscheinlichkeiten, verbunden mit der Berechnung der Abbrandvorgänge und verfügt über Möglichkeiten zur Berechnung auf unstrukturiertem Gitter [23]. Die Benchmarkkonfiguration wurde volumentreu von 3D auf 2D überführt, um die, für die Berechnungen wichtigen, Volumenverhältnisse des dreidimensionalen Systems zu erhalten. Der Neutronenverlust in die dritte Dimension wurde über die Bucklingkorrektur in HELIOS erfasst um die Kritikalitätswerte der 3D Rechnungen zu rekonstruieren. Die umgebenden Strukturen wurden im Vergleich zur EVOL Benchmark Konfiguration detailliert um die vorgesehenen 16 Umwälzstränge und die Neutronenverluste in diesem Bereich besser zu erfassen.

Reflektor  
Protektor  
Vakuum  
Reflektions- bzw. Brutstoff  
Brennstoff

Abbildung 3: Volumengetreues 2D HELIOS Modell der EVOL Benchmarkkonfiguration

Das Rechenprogramm HELIOS wurde zur Berechnung von Brennelementen mit festem Brennstoff, wie sie in Leichtwasserreaktoren üblich sind, entwickelt. Damit sind im Programm Vorgänge wie Brennstoffnachladung und –reinigung während des Betriebes nicht vorgesehen. Um diese Besonderheiten von Salzschmelzenreaktoren handhaben zu können wurde ein PYTHON Skript erstellt, das die besonderen Möglichkeiten des HELIOS Programmsystems nutzt, siehe Abbildung 4.

**only printed  
isotopes**

**re-distribution   
of materials**

**extracted isotopes**

**re-feeding material**

**user input**

**output**

**expert   
input**

**post-processor**

**pre-processor**

**AURORA**

**HELIOS**

**ZENITH**

**SKRIPT**

**restart**

**neutron transport and  
fuel burnup calculation**

Abbildung 4: Rechenablauf zur Berechnung eines Salzschmelzenreaktors mit Brennstoffnachladung und Salzreinigung während des Betriebes

Alle Grundeingaben, die im Laufe eines Rechenlaufes unverändert bleiben, sind im Expert Input zusammengefasst während die sich verändernde Materialzusammensetzung in einem User Input festgelegt wird. Beide Inputs werden im Präprozessor AURORA für die Transport- und Abbrandrechnung in HELIOS aufbereitet. Anschließend werden die Ergebnisse im Post-Prozessor ZENITH zur Ausgabe bearbeitet. Hier besteht die Möglichkeit die Isotope die im System verbleiben an das Python Skript selektiv weitergegeben, während die Isotope die in der Salzreinigung entnommen eliminiert werden können. Mit diesem Rechenzyklus wäre theoretisch eine präzise Simulation der Vorgänge in einem Salzschmelzenreaktor erreichbar, allerdings nur bei der Verwendung sehr kurzer Zeitschritte.

In Salzschmelzenreaktoren erfolgt die Herauslösung der Spaltprodukte auf zwei unterschiedlichen Zeitskalen. Einerseits werden die flüchtigen Spaltprodukte durch das Einspeisen von Heliumblasen ausgetrieben, hier wird in der EVOL Benchmark Beschreibung [20] von einer Halbwertszeit von ca. ~ 30 Sekunden ausgegangen. Andererseits werden die im Salz löslichen Spaltprodukte in der Salzreinigung während des Betriebs entfernt. Hierfür wir laufend ein kleiner Teil des Salzes abgezogen und gereinigt. In der EVOL Benchmark Konfiguration werden für einen 100%igen Durchsatz des Salzes 450 Tage veranschlagt. Nur dieser zweite Prozess wird für die Langzeitsimulation betrachtet. In der Studie wird vereinfacht von einer vollkommenen Entfernung der Spaltprodukte am Ende jedes Abbrandzyklus (10000 MWd/tHM) ausgegangen, dies entspricht je nach Schwermetallbeladung einer Zeitspanne von 60-80 Tagen. Die Salzreinigung wird wie beschrieben im ZENITH Postprozessor abgebildet, indem nur die Isotope an das PYTHON Skript übergeben, die im Reaktor verbleiben. Im Postprozessor können auch individuelle Isotope nachgeladen werden um die Brennstoffnachladung zu simulieren. Der verwendete TRU-Vektor für die die Startbeladung und die Nachladung während des Transmutationsbetriebs ist in Tabelle 1 gegeben.

Die Zusammensetzung der Salzschmelze unterscheidet sich deutlich von der EVOL Benchmark Konfiguration [20], denn diese Salzkonfiguration wäre nicht für ein brutstofffreies System geeignet. Die notwendige TRU Beladung könnte hier aufgrund der Löslichkeitsgrenzen nicht erreicht werden. Zum Einsatz kommt deshalb die Salzzusammensetzung aus dem MOSART [24] Projekt, 17LiF-58NaF-25BeF2 (mole%) vermischt mit TRUF3. In der Abschirmungs- und Reflektionszone, wird wie in der EVOL Benchmark Beschreibung vorgesehen, 77.5LiF-22.5ThF4 eingesetzt.

Tabelle 1: Isotopenzusammensetzung der verwendeten Transurane entstehend aus UOX Brennstoff mit 60 GWd/tHM Abbrand aus einem LWR und 5 Jahren Lagerungszeit – EVOL Benchmark Daten

|  |  |
| --- | --- |
| Np 237 | 6.30% |
| Pu 238 | 2.70% |
| Pu 239 | 45.90% |
| Pu 240 | 21.50% |
| Pu 241 | 10.70% |
| Pu 242 | 6.70% |
| Am 241 | 3.40% |
| Am 243 | 1.90% |
| Cm 244 | 0.80% |
| Cm 245 | 0.10% |

Aufgrund der Eigenschaften von HELIOS müssen gewisse Näherungen akzeptiert werden. Während eines Rechenzyklus wird das Salz nicht bewegt, was zu einer unerwünschten Abbrandverteilung innerhalb eines Rechenzyklus führt. Eine Neuverteilung der Materialien findet jeweils statt, wenn der neue User Input erstellt wird, wobei der Effekt auch durch sehr kurze Zeiten im Rechenzyklus eliminiert werden könnte. Hier sollte im Auge behalten werden, dass die Zykluszeit (60-80Tage) im Vergleich zur betrachteten Betriebszeit (bis zu 60 Jahre) sehr kurz ist. HELIOS ist für die Berechnung von LWRs entwickelt und die verwendete 47 Gruppen-Bibliothek entsprechend für ein LWR Spektrum gewichtet. Das berechnete Neutronenspektrum im Reaktor wurde im Rahmen des EVOL Projektes mit verschiedenen Programmen verglichen wobei eine gute Übereinstimmung erreicht wurde. Vergleiche für die Abbrandberechnung für schnelle natriumgekühlte Reaktoren mit SERPENT haben abhängig von der Massenzahl der Isotope gute bis zufriedenstellende Übereinstimmung ergeben. Damit stehen zumindest zwei grundlegende Tests für die Berechnung von schnellen Reaktoren zur Verfügung. Sowohl die Näherungen, die durch die Abbrandverteilung innerhalb eines Zyklus entstehen, als auch der Einsatz von HELIOS 1.10 sind aus unserer Sicht angemessen für Langzeitstudien mit allen entstehenden systemtypischen Unsicherheiten.

**Simulationsergebnisse**

Der zu betrachtende Zeithorizont für die Simulation ergibt sich aus der angenommenen Anzahl an Reaktoren, drei oder vier, und der Menge der zu verbrennenden TRUe. Hierzu wird, wie bereits beschrieben, auf den, in der P&T Studie, genannten Wert von 170 t zurückgegriffen [4]. Der Betrieb der Reaktoren wird in einen zweigeteilten Betriebszyklus, bestehend aus Transmutationsbetrieb unter Einsatz der TRUe als Brennstoff und Nachverbrennungsphase unter Nutzung des im Reflektions- und Abschirmungsbereich gebildeten U-233, unterteilt [17, 19]. Der in der EVOL Benchmark Konfiguration noch als ‚fertile blanket‘, Brutzone bezeichnete Bereich hat in einem Salzschmelzenreaktor mit schnellem Neutronenspektrum eine andere, wesentlich wichtigere Funktion. Dieser Bereich ist eine Struktur um den sehr wahrscheinlich benötigten äußeren Behälter und die dahinter liegenden Kreislaufkomponenten (Wärmetauscher und Pumpen) vor dem hohen Neutronenfluss im Kern zu schützen. Die Dimensionierung dieser Abschirmungsstruktur sollte anhand der Optimierung der Strahlenschädigung der dahinterliegenden Strukturmaterialien über die gesamte Betriebszeit der Anlage vorgenommen werden [25, 26]. Anhand der Auslegung der Abschirmungsstruktur (Abmessungen und Zusammensetzung des darin enthaltenen Salzes) kann die Menge des sich bildenden U-233 beeinflusst werden, je nach Bedarf für die benötigte Betriebszeit in der Nachverbrennungsphase.

Die Berechnung der Beladung mit Spaltmaterialien in den einzelnen Zyklen wird optimiert um den, über den Zyklus gemittelten, Multiplikationsfaktor in einem Band von ± 50 pcm zu halten. Abbildung 1 zeigt die sich ergebende Kurve für den gemittelten Multiplikationsfaktor über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts). Die Kurven des gemittelten Multiplikationsfaktors stabilisieren sich im Transmutationsbetrieb nach etwa 100 Zyklen aufgrund der Neutroneneinfangprozesse in den TRUen. Mit dem Beginn der Nachverbrennungsphase ändert sich der gemittelte Multiplikationsfaktor wieder deutlich schneller, denn das System befindet sich in einer transienten Phase – dem Übergang von einem auf TRU Basis betriebenen System zu einem auf U-233 Basis betriebenen System. Am Ende der Simulation ist das System weitestgehend auf U-223 umgestellt, damit stellt sich wieder ein stabilisierter Zustand ein. Der Vergleich zwischen 3 und 4 Reaktoren zeigt, dass die verfügbaren TRUe bei 4 Reaktoren bereits 50 Zyklen früher aufgebraucht sind, der Transmutationsbetrieb also deutlich kürzer ist. Aufgrund der geringeren resultierenden Menge an U-223 ist auch die Nachverbrennungsphase kürzer. Aufgrund dieser beiden Effekte reduziert sich auch die Gesamtbetriebszeit.

Abbildung 5: Gemittelter Multiplikationsfaktor über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Der Verlauf der Schwermetalldichte im Salz über die Betriebszeit der Reaktoren ist in Abbildung 6 dargestellt. Die TRU Teilchendichte im Kern während der gesamten Betriebsphase ist ein wichtiger Optimierungsparameter für das Brennstoffsalz, denn es muss während der gesamten Betriebszeit sichergestellt sein, dass die Konzentration von TRUF3 im Trägersalz unterhalb der Löslichkeitsgrenze bleibt. Nur so kann sichergestellt werden, dass keine Ablagerung von Brennstoff und daraus resultierende Kritikalitätsprobleme entstehen. Die TRU Dichte und damit auch die TRUF3 Konzentration im Trägersalz steigt während des Betriebes, verglichen mit der Startkonzentration (8.4%weight), bedingt durch Neutroneneinfangprozesse in den TRUen um mehr als das Zweifache an und erreicht, in beiden Fällen, im Maximum ~18 Massen-%. Die Konzentration an TRUF3 bleibt damit unter dem, für das im MOSART Projekt vorgeschlagene Salz gemessenen Löslichkeitslimit von 3 % Mol, oder 18.4 Massen-% bei 600 °C. Theoretisch berechnet ergibt sich, unter Nutzung der in der Publikation [24] gegebenen Formel, ein Löslichkeitslimit von 3.08 %mol. Damit kann festgestellt werden, dass das im MOSART Projekt vorgeschlagenen Salz die notwendige Aufnahmefähigkeit für Transuransalz aufweist um eine brutstofffreie Konfiguration zu ermöglichen. Jedoch sollte eventuell darüber nachgedacht werden den in MOSART vorgeschlagenen Temperaturbereich (600°C Eintritt und 715°C Austritt) aus Sicherheitsgründen leicht zu erhöhen um die Aufnahmefähigkeit jederzeit sicherzustellen, z. B auf die in EVOL vorgeschlagenen Werte von 625°C und 775°C [27]. Aus dieser Betrachtung muss gefolgert werden, dass für die Optimierung des Trägersalzes nicht nur auf einen möglichst niedrigen Schmelzpunkt und gute Eigenschaften für die Salzreinigung geachtet werden sollte, sondern auch die Aufnahmefähigkeit des Salzes für TRUe mit in Betracht gezogen werden sollte. Die zweite Kurve in Abbildung 6 zeigt die Schwermetalldichte (U + TRU) im Brennstoffsalz. Der interessanteste Fakt ist, dass die Schwermetalldichte am Betriebsende weniger als 25% des Wertes zu Betriebsbeginn beträgt. Die Erklärung dafür liegt in exzellenten Eigenschaften des Spaltstoffes U-233, verglichen mit den TRUen mit dem oben gegebenen Vektor mit nur ~55% ungeraden Pu Isotopen als exzellentes Spaltmaterial und teilweise stark absorbierenden Isotopen.

Abbildung 6: Veränderung der Schwermetallteilchendichte im Brennstoffsalz über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Der zeitliche Verlauf der leichteren TRU Isotope Np und Pu über die gesamte Betriebszeit ist in Abbildung 7 gegeben. Auffällig ist dass sich, abgesehen von Pu-239 und Np-237, alle Isotope zu einem asymptotischen Wert akkumulieren. Der asymptotische Wert und der Zeitpunkt zu dem dieser erreicht wird sind stark vom jeweiligen Isotop abhängig. Nach der anfänglichen Akkumulation verweilt die Teilchendichte im Fall von 3 Reaktoren über 100 bis 150 Zyklen am asymptotischen Wert, obwohl zu Beginn jedes Zyklus zusätzliche TRUe zugeführt werden. Damit ist in diesem Operationszeitraum die Verbrennung der leichteren TRUe sehr effizient. Hier zeigt sich auch der Nachteil erstmals der Konfiguration mit 4 Reaktoren, denn genau dieser Zeitbereich der hoch effizienten Verbrennung ist hier um ~50 Zyklen verkürzt. In der Nachverbrennungsphase werden die leichteren TRUe in beiden Konfigurationen sehr effizient verbrannt. Bereits nach ~100 Zyklen sind alle leichten TRUe weitestgehend verbrannt, nur ein kleiner Anteil an Pu-238 verbleibt bis zum Ende der Nachverbrennungsphase unverbrannt.

Abbildung 7: Veränderung der Dichte von Np und Pu Isotope im Brennstoffsalz über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Der Auf- und Abbau der Minoren Aktiniden Americium und Curium im Brennstoffsalz über der gesamten Betriebszeit ist in Abbildung 8 dargestellt. Alle Minoren Aktiniden bauen sich im Laufe des Transmutationsbetriebes auf, bis ein asymptotischer Wert erreicht wird. Wann dieser Wert erreicht wird und wie hoch der Wert ist, ist stark isotopenabhängig. Alle führenden Isotope außer Cm-246 erreichen nach spätestens 150 Zyklen einen asymptotischen Wert. Damit zeigt sich auch für die Minoren Aktiniden, dass der, für die Transmutation, effizienteste Betriebszeitraum nur beim Einsatz von 3 Reaktoren genutzt wird. Die Akkumulation der Minoren Aktiniden im führt in beiden Konfigurationen (3 oder 4 Reaktoren) zu nahezu identischen Werten am Beginn der Nachverbrennungsphase. Auch der zeitliche Verlauf in der Nachverbrennungsphase ist sehr ähnlich, wobei in der Konfiguration mit 4 Reaktoren, aufgrund der kürzeren Nachverbrennungsphase, mehr Cm-246 unverbrannt zurückbleibt.

Abbildung 8: Veränderung der Dichte der Minoren Aktiniden Isotope im Brennstoffsalz über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Die zeitliche Veränderung der Konzentration der schweren TRUe Berkelium und Californium in der Salzschmelze über den gesamten Anlagenbetriebszeitraum ist in Abbildung 9 gegeben. Die schweren TRU Isotope bauen sich während des gesamten Transmutationsbetriebes und auch in der ersten Hälfte der Nachverbrennungsphase auf. Der starke Anstieg in der ersten Hälfte der Nachverbrennungsphase ist durch die verringerte Selbstabschirmung der TRUe bedingt – ein großer Teil der leichteren TRUe ist bereits verbrannt und steht damit nicht mehr als Konkurrenz für Absorptionsprozesse zur Verfügung. Erst in der zweiten Hälfte der Nachverbrennungsphase werden auch die schweren TRU Isotope dann verbrannt. In der Konfiguration mit 4 Reaktoren ist der Anfall an schweren TRUen, insbesondere Cf-249 und Cf-250, im Maximum geringer als bei 3 Reaktoren. Am Betriebsende kehrt sich die Situation allerdings wieder um, denn durch die kürzere Nachverbrennungsphase bei 4 Reaktoren verbleibt ein größerer Teil der schweren TRUe. Diesem Problem könnte allerdings durch eine Vergrößerung des Reflektions- und Abschirmungsbereiches begegnet werden. Das dadurch zusätzlich verfügbar gemachte U-233 könnte dann zu einer Verlängerung der Nachverbrennungsphase genutzt werden.

Abbildung 9: Veränderung der Dichte von Bk und Cf Isotope im Brennstoffsalz über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Die Veränderung der Teilchendichte der Uranisotope im Brennstoffsalz ist in Abbildung 10 gegeben. Die im Reflektions- und Abschirmungsbereich gebildeten Uranisotope werden erst in der Nachverbrennungsphase dem Brennstoffsalz zugegeben um langsam den Spaltsoff TRU durch Uran zu ersetzen. Der Zeitverlauf der Konzentration der Uranisotope im Brennstoffsalz ist weitgehend unabhängig von der Anzahl der eingesetzten Reaktoren. In beiden Konfigurationen wird am Ende der Nachverbrennungsphase ein weitgehend asymptotischer Zustand erreicht und die U- 233 Konzentration stabilisiert sich. Das ist als ein Zeichen dafür anzusehen, dass die Transformation von einem TRU basierten zu einem U-233 basierten System abgeschlossen ist.

Abbildung 10: Veränderung der Dichte der Uranisotope im Brennstoffsalz über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

**Auswertung 3 versus 4 Reaktoren**

Eine detaillierte Gegenüberstellung der ermittelten Betriebsdaten für 3 und 4 Reaktoren ist Tabelle 3 gegeben. Konfigurationen beruhen auf der verfügbaren TRU Menge von 170 t, die entsprechend den Zyklen möglichst exakt auf jeweils 3 bzw. 4 Reaktoren aufgeteilt wird. Aus der Menge TRUe pro Reaktor errechnet sich die jeweilige Betriebszeit des Reaktors als Transmuter. Die exzellente Übereinstimmung der theoretischen TRU Verbrennungsrate von 42,3 kg/TWh (Berechnet aus der mittleren Masse pro Mol von 240g/mol dividiert durch die Energie Pro Spaltung ~212 MeV≙ 9.43E-18 kWh und die Avogadro-Konstante mit der im Simulationsprozess ermittelten real berechneten TRU Verbrennungsraten 42,4 und 42,5 kg/TWh zeigt die Vertrauenswürdigkeit der Simulationsrechnung mit allen komplexen Schritten im HELIOS Rechenzyklus und in der Auswertung und Transformation der HELIOS Ergebnisse in umgesetzte Massen und Energien. Mit der, im Betrieb gewonnenen, U-233 Menge lässt sich die Betriebszeit für die Nachverbrennungsphase bestimmen, die in der Konfiguration mit 4 Reaktoren rund 2,5 Jahre kürzer ist als für 3 Reaktoren. Die insgesamt kürzere Betriebszeit führt zu einer höheren TRU Verbrennungsrate pro Reaktor in der Nachverbrennung bei 4 Reaktoren, denn am Ende der Nachverbrennungsphase werden die Reaktoren schon weitestgehend auf U-233 Basis betrieben. Die Gesamtbetriebszeit für ein System mit 3 Reaktoren beträgt 60.6 Jahre, für 4 Reaktoren dagegen nur 45.4 Jahre. Hier besteht eine freie Optimierungsmöglichkeit, abhängig davon, bis wann die Transmutation abgeschlossen sein sollte und wie hoch die Investitionsbereitschaft ist, denn beide Konfigurationen führen letztendlich zur annähernd gleichen Anzahl von Reaktorbetriebsjahren (~180). Dies zeigt sich auch in der nahezu identischen TRU Verbrennungsrate über die Gesamtbetriebszeit pro Reaktor. Beide Konfigurationen führen zu einer exzellenten Verbrennungsrate über die Gesamtbetriebszeit von deutlich über 99%. Eine Konsequenz der verkürzten Nachverbrennungsphase bei 4 Reaktoren zeigt sich in der Menge der verbleibenden TRUe zu Betriebsende. Hier schneidet die Konfiguration mit 4 Reaktoren schlechter ab, denn es verbleiben letztendlich nahezu doppelt so viele TRUe im gesamten Reaktorpark.

Tabelle 2: Auswertung der simulierten Betriebsdaten für 3 und 4 Reaktoren

|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
|  | 3 Reaktoren | 4 Reaktoren |  |
| verfügbare TRUe | 170 | 170 | t |
| TRU pro Reaktor | 56.7 | 42.5 | t |
| real eingesetzte TRUe | 56.6 | 42.5 | t |
| Betriebszeit Transmuter | 44.9 | 32.2 | Jahre |
| mittlere Zykluszeit | 80.3 | 79.8 | Tage |
| reale TRU Verbrennungsrate | 42.5 | 42.4 | kg/TWh |
| theoretische TRU Verbrennungsrate | 42.3 | 42.3 | kg/TWh |
|  |  |  |  |
| Betriebszeit Nachverbrennungsphase | 15.7 | 13.3 | Jahre |
| mittlere Zykluszeit | 67.5 | 68.3 | Tage |
| TRU Verbrennungsrate Nachverbrennung | 16.4 | 19.2 | kg/TWh |
|  |  |  |  |
| Gesamtbetriebszeit | 60.6 | 45.4 | Jahre |
| TRU Verbrennungsrate Gesamtbetriebsz. | 35.5 | 35.6 | kg/TWh |
| verbleibendes TRU Betriebsende | 115 | 166 | kg |
| Verbrennungsrate Gesamtbetriebszeit | 99.8 | 99.6 | % |

Der Vergleich der Transmutationseffizient in Tabelle 3 zeigt exzellente Resultate für beide Konfigurationen. Lediglich von den Isotopen Pu-238 und Cm-245 verbleiben im Rest Mengen im Prozentbereich des eingesetzten Materials. Von allen anderen Isotopen finden sich nur Bruchteile von Prozenten in der verbleibenden Salzkonfiguration. Die detaillierte Betrachtung zeigt, dass die Konfiguration mit 4 Reaktoren durchweg etwas schlechter abschneidet, bedingt sowohl durch die höhere Anzahl an Reaktoren als auch durch die kürzere Nachverbrennungsphase.

Tabelle 3: Transmutationseffizienz gesamt – verbleibende TRUe im Vergleich zum eingesetzten TRU

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  | 3 Reaktoren | 4 Reaktoren |
| Np 237 | 0.58% | 0.79% |
| Pu 238 | 3.06% | 4.24% |
| Pu 239 | 0.03% | 0.05% |
| Pu 240 | 0.01% | 0.02% |
| Pu 241 | 0.06% | 0.09% |
| Pu 242 | 0.03% | 0.05% |
| Am 241 | 0.004% | 0.006% |
| Am 243 | 0.09% | 0.17% |
| Cm 244 | 0.34% | 1.14% |
| Cm 245 | 1.83% | 9.63% |

Ein detaillierter Vergleich der Entlademassen an TRUen pro Reaktor ist in Tabelle 4 gegeben. Hier zeigt sich die Konsequenz der verkürzten Nachverbrennungsphase. Alle Isotope sind in diesem Fall in höherer Konzentration in der Entladekonfiguration enthalten. Insbesondere von den schweren TRUen verbleibt die doppelte Menge, teilweise sogar mehr. Die Nachverbrennungsphase könnte aber, wie bereits weiter oben angedeutet, durch eine Anpassung des Designs auch für 4 Reaktoren ausgeweitet werden. In der letzten Spalte ist das gesamte Verhältnis der Entlademassen im betrachteten Reaktorpark dargestellt. Hier zeigen sich die klaren Nachteile der Konfiguration mit 4 Reaktoren akkumuliert aus der geringeren Effizienz der Nachverbrennung und der höheren Anzahl Reaktoren.

Tabelle 4: Entlademassen an TRUen pro Reaktor im Vergleich

|  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- |
|  | bei 3 Reaktoren | | bei 4 Reaktoren | | Entlademassen gesamter Reaktorpark |
| Np-237 | 20.8 | kg | 21.2 | kg | 136% |
| Np-238 | 0.3 | kg | 0.4 | kg | 178% |
| Pu-238 | 46.8 | kg | 48.6 | kg | 138% |
| Pu-239 | 9.1 | kg | 10.1 | kg | 148% |
| Pu-240 | 1.3 | kg | 1.4 | kg | 144% |
| Pu-241 | 3.7 | kg | 4.1 | kg | 148% |
| Pu-242 | 1.2 | kg | 1.4 | kg | 156% |
| Am-241 | 0.1 | kg | 0.1 | kg | 133% |
| Am-243 | 1.0 | kg | 1.4 | kg | 187% |
| Am-242m | 0.0 | kg | 0.0 | kg | -- |
| Cm-242 | 0.1 | kg | 0.1 | kg | 133% |
| Cm-243 | 0.0 | kg | 0.0 | kg | -- |
| Cm-244 | 1.5 | kg | 3.9 | kg | 347% |
| Cm-245 | 1.0 | kg | 4.1 | kg | 547% |
| Cm-246 | 18.3 | kg | 44.7 | kg | 326% |
| Cm-247 | 4.0 | kg | 10.2 | kg | 340% |
| Cm-248 | 3.3 | kg | 7.8 | kg | 315% |
| Bk-249 | 0.6 | kg | 1.6 | kg | 356% |
| Cf-249 | 0.2 | kg | 0.5 | kg | 333% |
| Cf-250 | 0.3 | kg | 0.7 | kg | 311% |
| Cf-251 | 0.4 | kg | 0.9 | kg | 300% |
| Cf-252 | 1.6 | kg | 3.2 | kg | 267% |
| TRU gesamt | 115.4 | kg | 166.3 | kg | 192% |

Der Vergleich der Uran-Entlademassen am Betriebsende für 3 und 4 Reaktoren zeigt nur sehr geringfügige Unterschiede pro Reaktor. Es gilt aber festzuhalten, dass bei der Konfiguration mit 4 Reaktoren letztlich rund 620 kg mehr an Uran entladen wird. Die Zusammensetzung zeigt einen rund 82%igen Anteil an Spaltmaterial. Damit würde das Uran klar den Proliferationsrichtlinien unterliegen und kann somit weder gehandelt werden, noch sollte das Material aus Proliferationsgesichtspunkten in dieser Konfiguration ins Endlager verbracht werden. In beiden Fällen liegt es nahe das Material mit abgereichertem Uran zu vermischen bis das gemittelte Proliferationslimit (12% für U-233 und 20% für U-235) unterschritten ist. Die dafür benötigten Verfahren zum sogenannten Blending von hoch angereichertem Uran werden heute bereits industriell für die Verarbeitung von waffenfähigem Uran eingesetzt [28].

Tabelle 5: Entlademassen und Zusammensetzung des Urans pro Reaktor am Betriebsende der Nachverbrennungsphase

|  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
|  | bei 3 Reaktoren | | | bei 4 Reaktoren | | |
| U-232 | 0.0% | 0.0 | kg | 0.0% | 0.0 | kg |
| U-233 | 68.7% | 430.8 | kg | 68.8% | 429.8 | kg |
| U-234 | 10.8% | 67.5 | kg | 10.7% | 66.9 | kg |
| U-235 | 12.5% | 78.2 | kg | 12.4% | 77.6 | kg |
| U-236 | 7.9% | 49.4 | kg | 7.9% | 49.5 | kg |
| U-237 | 0.2% | 1.4 | kg | 0.2% | 1.4 | kg |
| U-238 | 0.0% | 0.0 | kg | 0.0% | 0.0 | kg |
| U gesamt |  | 627.3 | kg |  | 625.1 | kg |

**Bilanzierung über Verbrennung und Aufbau der Materialien**

Zur Veranschaulichung der verschiedenen Prozesse im Transmutationsbetrieb und der Nachverbrennungsphase sind in Abbildung 11 bis Abbildung 14 die dem System zugeführten und die im Salz befindlichen Massen an verschiedenen Isotopen dargestellt. Grundsätzlich konkurrieren im Transmutationsbetrieb immer verschiedene Kernreaktionen, die wichtigsten sind hierbei die Spaltreaktionen und die Einfangreaktionen. Während die Spaltreaktionen unmittelbar zur Reduzierung des TRU Inventars führen, kommt es durch die Einfangreaktionen zu Brutprozessen, das heißt dass das beobachtete Isotop nicht nur durch Spaltung aus der Bilanz verschwinden kann, sondern auch durch Neutroneneinfang, dann entsteht allerdings ein unerwünschtes schwereres Isotop. Überwiegen die Einfangprozesse die zur Bildung des Isotops führen die Spaltprozesse für dieses Isotop, so wird dieses isotop netto gebildet, überwiegen die Spaltprozesse wird transmutiert.

In Abbildung 11 wird die dem System zugeführte TRU Masse der im Salz befindlichen TRU Masse gegenübergestellt. Die Abbildung verdeutlicht die Effizienz des Verbrennungsvorganges in der Zeitphase ab etwa 80 Zyklen. In der Phase davor findet eine gewisse Akkumulation von TRUen im Kern statt, es wird aber auch in diesem Zeitraum mehr TRU gespalten als akkumuliert. In der Betriebsphase nach dem 80. Zyklus des Transmutationsbetriebes werden dem System weiterhin in jedem Zyklus neue TRUe zugesetzt, während der TRU Bestand im Salz aber konstant bleibt. Dies bedeutet, dass das Äquivalent der zugesetzten TRUe im Laufe des Zyklus direkt verbrannt wird. In der Nachverbrennungsphase werden dann keine TRUe mehr zugesetzt, der TRU Einsatz bleibt konstant, aber die TRUe im Kern nehmen deutlich ab. In dieser Phase werden also die im Kern über dem Transmutationsbetrieb akkumulierten TRUe verbrannt. Im gesamten Betriebszeitraum werden mehr TRUe gespalten als gebildet, es findet also netto keine Bildung von TRUen statt. Die Werte am Betriebsende zeigen den großen verbrannten Anteil zwischen der gepunkteten Linie (zugeführte TRUe) und der durchgezogenen Linie (im Kern befindliche TRUe) im Verhältnis zu den noch vorhandenen TRUen zwischen der durchgezogenen Linie und der x-Achse.



Abbildung 11: Gegenüberstellung der dem System zugeführten und der im Kern im Brennstoffsalz vorhandenen TRU Teilchendichte über die Betriebszeit für 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Die detaillierte Analyse für ein leicht spaltbares Isotop, Pu-239, ist in Abbildung 12 gegeben. Hier fällt insbesondere auf, dass die Reduktion des Pu-239 Anteils im Brennstoffsalz bereits mit dem ersten Zyklus beginnt. Beginnend vom Maximalwert sinkt die Pu-239 Konzentration insbesondere schon zu Beginn des Transmutationsbetriebes ab und stabilisiert sich dann nach etwa 80 Zyklen während über den gesamten Zeitraum weiterhin Pu-239 zugeführt wird. Am Beginn der Nachverbrennungsphase sinkt die Pu-239 Konzentration im Brennstoffsalz dann rapide ab. Beide Effekte können durch die sehr guten Spalteigenschaften des Pu-239 erklärt werden. Pu-239 ist am Betriebsbeginn der Hauptspaltstoff. Im Laufe des Betriebes bauen sich dann aber andere Isotope auf, die ebenfalls gespalten werden, diese ersetzen einen Teil der Spaltreaktionen die ursprünglich im Pu-239 stattfanden. Als exzellentes Spaltmaterial wird Pu-239 auch in der Nachverbrennungsphase sehr effizient gespalten und in kürzester Zeit auf einen sehr geringen Wert reduziert.



Abbildung 12: Gegenüberstellung der dem System zugeführten und der im Kern im Brennstoffsalz vorhandenen Pu-239 Teilchendichte über die Betriebszeitfür 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Die detaillierte Analyse und Gegenüberstellung für ein schwer zu spaltendes Isotop, Cm-244, ist in Abbildung 13 gegeben. Hier zeigt sich der oben beschriebene interessante Effekt der Konkurrenz zwischen der Bildung von Cm-244 durch Neutroneneinfangprozesse und er Spaltung.Während des gesamten Transmutationsbetriebes ist der Cm-244 Anteil im Brennstoffsalz höher ist als die dem Brennstoffsalz zugesetzte Menge an Cm-244. Somit wird während dieser Betriebsphase mehr Cm-244 durch Einfangprozesse gebildet, als verbrannt werden kann. Dieser Effekt führt zu großen Problemen im Transmutationsprozess in allen Systemen mit hohem TRU Gehalt und wäre, aufgrund der hohen Radiotoxizität von Curium, auch sehr unerwünscht wenn der Reaktorbetrieb am Ende des Transmutationsbetriebes eingestellt werden müsste. Eine reale, effiziente Reduktion des Cm-244 Inventars findet erst in der Nachverbrennungsphase statt. Hier wird auch Cm-244 effizient verbrannt und das Inventar letztendlich sogar auf unter 1/5 des Anfangswerts gedrückt. In dieser Darstellung zeigt sich auch deutlich warum die Konfiguration mit 3 Reaktoren wesentlich effizienter ist. Die Bildung von Cm-244 verläuft in beiden Konfigurationen mit identischem Zeitverlauf ab. Nach etwa 80 Zyklen entspricht die Zunahme der Cm-244 Konzentration etwa der Menge des zugesetzten Cm-244. Ab diesem Zeitpunkt wird mehr Cm-244 gespalten als produziert wird, denn der Überschuss an Cm-244 wird geringer. Die Phase der Cm-244 Verbrennung ist somit in der Konfiguration mit 3 Reaktoren deutlich länger und der Überschuss an Cm-244 am Ende des Transmutationsbetriebes deutlich geringer.



Abbildung 13: Gegenüberstellung der dem System zugeführten und der im Kern im Brennstoffsalz vorhandenen Cm-244 Teilchendichte über die Betriebszeitfür 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

Im letzten Schritt wird in Abbildung 14 der Aufbau und der Verbrauch von U-233 analysiert. U-233 wird über die gesamte Betriebszeit des Reaktors in nahezu gleichbleibender Rate im Reflektions- und Abschirmmantel gebildet und muss abgetrennt werden. Während des Transmutationsbetriebes wird das U-233 eingelagert und erst in der Nachverbrennungsphase dem Reaktor zugegeben. Das Betriebsende ist erreicht wenn die kompletten U-233 Vorräte aufgebraucht sind. Hier zeigt sich, dass aufgrund des längeren Transmutationsbetriebes in der Konfiguration mit 3 Reaktoren mehr U-233 pro Reaktor gebildet wird und damit auch eine etwas längere Nachverbrennungsphase ermöglicht wird.



Abbildung 14: Gegenüberstellung der relative Akkumulation von U-233 im Reflektor und im Lager und der im Kern dem Brennstoffsalz zugesetzten U-233 Teilchendichte über die Betriebszeitfür 3 Reaktoren (links) und 4 Reaktoren (rechts)

**Schlussfolgerungen**

Das bereits zuvor vorgestellte Konzept des zweigeteilten Betriebszyklus‘ für einen Salzschmelzenreaktor mit schnellem Neutronenspektrum [24] wurde auf die spezifisch deutsche Situation, wie sie sich nach dem Kernenergieausstieg darstellt, angewandt. Ziel ist die Verbrennung der 170 Tonnen angefallenen und anfallenden TRUe in möglichst kurzer Zeit mit möglichst wenigen Anlagen und möglichst wenigen verbleibenden TRU Resten. Das theoretische untere Limit für die Energieproduktion und damit auch die Reaktorbetriebszeit kann aus dem Energiegehalt der TRUe zu ~460 GWJ bestimmt werden (entspricht ~51 Jahre Betriebszeit für 3 Reaktoren mit 3000 MWth). Mit den untersuchten Konfigurationen lässt sich eine Energieproduktion von ~550GWJ in 3 oder 4 Anlagen mit je 3000 MWth erzielen. Die Betriebszeit beträgt 60 oder 45 Jahre. Dabei wird eine Verbrennungsrate von 99,8 oder 99,6% der eingesetzten TRUe erreicht. Die etwas längere Betriebszeit, verglichen mit dem theoretischen Wert, wird benötigt um die sehr hohe Verbrennungsrate zu erreichen. Etwaige Verluste in der Salzreinigung sind bisher nicht berücksichtigt.

Der Vergleich der Konfigurationen mit 3 bzw. 4 Reaktoren ergibt folgendes Bild: Die Verbrennung ist effizienter beim Einsatz von 3 Reaktoren, allerdings muss dafür eine längere Betriebszeit des gesamten Transmutationsparks in Kauf genommen werden. Eine Entscheidung für eine derartige Optimierung sollte aber eher politisch, als wissenschaftlich orientiert sein. Grundsätzlich wird mit dieser Simulation gezeigt, dass die Möglichkeit besteht, effiziente Transmutation unter den Voraussetzungen und Zielen des Kernenergieausstieges zu betreiben, wobei dafür natürlich erhebliche weitere Forschungsaufgaben zur Konsolidierung des Konzeptes eines Salzschmelzenreaktors mit schnellem Neutronenspektrum notwendig wären. Hier sei erneut darauf verwiesen, dass diese Aufgaben nur in Zusammenarbeit auf europäischer Ebene gelöst werden können.

Eine Beschreibung der Hauptherausforderungen für die Forschung ist sowohl in der acatech STUDIE zu P&T in Deutschland als auch in der acatech POSITION gegeben. „Es ist eine Strategie zur Bewertung der Anlagensicherheit in Reaktorsystemen mit flüssigem Brennstoff und integrierter Brennstoffreinigung zu entwickeln. Die kontinuierliche Spaltproduktabtrennung ist weiterzuentwickeln und zu optimieren. … Speziell für Reaktoren mit Flüssigbrennstoff müssen Simulationstools zur Modellierung des strömenden Brennstoffes und der kontinuierlichen Brennstoffzufuhr und -reinigung erweitert werden. … Thermohydraulik, Brennstoffverhalten, Materialforschung und Technologieentwicklung (Modelle, Laborexperimente und auch 1:1-Komponententests) sind notwendig, um das Kühlmittel des Transmutationsreaktors sicher zu betreiben und müssen erforscht werden. Gleichermaßen sind Bestrahlungsexperimente für Transmutationsbrennstoff und Strukturmaterialien erforderlich.“ [5]

**Literatur:**

1. Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (atomgesetz), verfügbar: http://www.gesetze-im-internet.de/atg/http://www.gesetze-im-internet.de/atg/ [Stand: 22.08.2014]
2. BMU (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, 2013): Standortauswahlgesetz tritt in Kraft. Verfügbar: http://www.bmu.de/bmu/presse-reden/pressemitteilungen/pm/artikel/standortauswahlgesetz-tritt-in-kraft/?tx\_ttnews[backPid]=309 [Stand: 22.08.2014]
3. Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz - StandAG), verfügbar: http://www.gesetze-im-internet.de/standag [Stand: 22.08.2014]
4. Renn, Ortwin (Hrsg.): Partitionierung und Transmutation. Forschung – Entwicklung – Gesellschaftliche, Implikationen (acatech STUDIE), München: Herbert Utz Verlag 2014.
5. acatech (Hrsg.): Partitionierung und Transmutation nuklearer Abfälle. Chancen und Risiken in Forschung und Anwendung (acatech POSITION), München: Herbert Utz Verlag 2014.
6. Merk B, Broeders CHM (2008) Auswirkungen von politischen Optionen auf die anfallenden Aktinidenmengen im deutschen Reaktorpark. Atomwirtschaft 6, 404-412.
7. Merk B, Broeders CHM (2006) Overview of the Amount of Plutonium Generated against the Background of the Fixed Electricity Amount [Regulate](http://dict.leo.org/se?lp=ende&p=/Mn4k.&search=regulate)d [by](http://dict.leo.org/se?lp=ende&p=/Mn4k.&search=by) [Law](http://dict.leo.org/se?lp=ende&p=/Mn4k.&search=law) in Germany. 9th Information Exchange Meeting on P&T, Nîmes, Sept 25-29.
8. Salvatore M, et al.(2004) P&T Potential for Waste Minimization in a Regional Context. 8th Information Exchange Meeting on P&T on P&T, Las Vegas, USA.
9. A. Schwenk-Ferrero: German Spent Nuclear Fuel Legacy: Characteristics and High-Level Waste Management Issues, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2013 (2013), Article ID 293792, 11 pages, available <http://dx.doi.org/10.1155/2013/293792>, accessed 17 July 2013
10. MacPherson HG (1985) The Molten Salt Reactor Adventure. Nuclear Science and Engineering, 90, 374-380.
11. Renault C, Delpech M (2005) MOST Final Report. March 2005, EURATOM Contract number FIKI-CT-2001-20183.
12. Mathieu L, et al. (2005) Proposal for a Simpliﬁed Thorium Molten Salt Reactor. Proceedings of GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005, Paper N 428.
13. EVOL – Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System Available: <http://cordis.europa.eu/search/index.cfm?fuseaction=proj.document&PJ_LANG=EN&PJ_RCN=11669355&pid=5>, Accessed 18 Oktober 2012.
14. Renault C, Guérard C (2010) The Molten Salt Reactor (MSR). GIF System Development Progress Status, 4th INPRO-GIF Interface Meeting, Vienna, March 1-3.
15. Ingatiev V, et al. (2012) Progress in Development of MOSART Concept with Th Support. ICAPP’12, Chicago, USA June 24-28.
16. V. V. Ignatiev et al.: Integrated study of Molten Li, Be, Na/F Salts for LWR Waste Burning in Accelerator Driven and Critical Systems, GLIOBAL’05, Tsukuba, Japan, October 9-13 (2005)
17. Merk, B.; Rohde, U.; Glivici-Cotruta, V.; Scholl, S.: ”On the Molten Salt Fast Reactor for Applying an Idealized Transmutation Scenario for the Nuclear Phase Out”, PLoS ONE 9(4): e92776. doi:10.1371/journal.pone.0092776 (2014)
18. Merk, B.; Rohde, U.; Scholl, S.: “The Molten Salt Fast Reactor as Transmutation System”, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)
19. Merk, B.; Rohde, U.; Scholl, S.: “The molten salt fast reactor as transmutation system in the view of the nuclear phase-out”, 2013 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '13), 14.-18.04.2013, Jeju, Korea
20. MOLTEN SALT FAST REACTOR, Reference configuration – revised version, 08.10.2011
21. Merle-Lucotte E, et al.(2011) Launching the Thorium Fuel Cycle with the Molten Salt Fast Reactor. Proceedings of ICAPP 2011, Nice, France, May 2-5, Paper 11190.
22. HELIOS Methods, Studsvik Scandpower Nov. 2003
23. Villarino EA, Stammler RJJ, Ferri A. and Casal JJ (1992) HELIOS: angularly dependent collision probabilities Nuclear Science and Engineering 112.
24. Victor Ignatiev, Olga Feynberg, Ivan Gnidoi, Aleksandr Merzlyakov, Vladimir Smirnov, Aleksandr Surenkov, Igor Tretiakov, Raul Zakirov “Progress in Development of Li,Be,Na/F Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter Concept”, ICAPP 2007,Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7548
25. Merk, B.; Konheiser, J: “On an optimized neutron shielding for an advanced molten salt fast reactor design”, PHYSOR 2014, 28.09.-03.10.2014, Kyoto, Japan
26. B. Merk, J. Konheiser: “Shielding Studies on an Advanced Molten Salt Fast Reactor Design”, Annals of Nuclear Energy 64 (2014), 441-448
27. Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System EVOL, DELIVERABLE D2.1, Design parameters definition for most stable salt flux, rev 3 30/04/2012
28. A. Diakov: “Disposition of Excess Russian Weapon HEU and Plutonium, UNIDIR Resources, Center for Arms Control, Energy and Environmental Studies, Feb. 2012, available: <http://www.unidir.org/files/publications/pdfs/disposition-of-excess-russian-weapon-heu-and-plutonium-387.pdf>, accessed Sept. 18, 2014