



RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Erfassung und Sicherheitsanalyse der Entwicklung von Accident Tolerant Fuel (ATF)

Vorhaben FKZ 4723R01480

AUFTRAGNEHMER:IN

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln

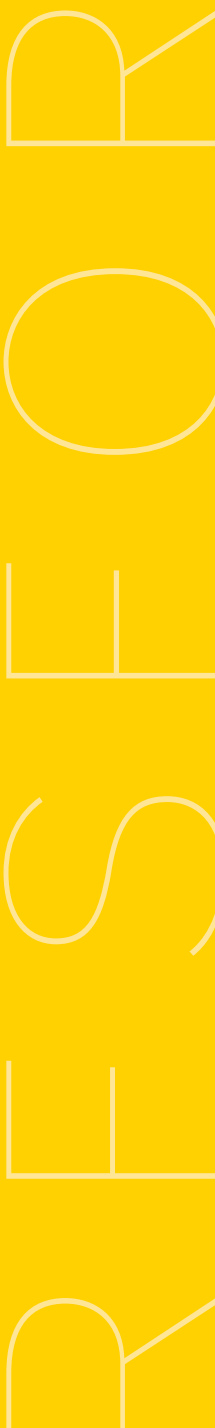
Alexander Kolbasseff

Liviusz Lovasz

Timo Löher

Dr. Jonathan Sappl

Dr. Isabel Steudel



Erfassung und Sicherheitsanalyse der Entwicklung von Accident Tolerant Fuel (ATF)

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung im Rahmen der Ressortforschung des BMU (ReFoPlan) in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autor:innen. Das BASE übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der Auftragnehmer:innen wieder und muss nicht mit der des BASE übereinstimmen.

BASE-RESFOR-004/25

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2025072153461

Berlin, März 2025

Impressum

**Bundesamt
für die Sicherheit
der nuklearen Entsorgung
(BASE)**

RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Auftragnehmer:in
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln

Alexander Kolbasseff
Liviusz Lovasz
Timo Löher
Dr. Jonathan Sappl
Dr. Isabel Steudel

030 184321-0
www.base.bund.de

Stand: März 2025

GZ: N3 – BASE – BASE62110/4723R01480 –
Erfassung und Sicherheitsanalyse der Entwicklung von accident tolerant fuel (ATF)

Erfassung und Sicherheits- analyse der Entwicklung von Accident Tolerant Fuel (ATF)

Alexander Kolbasseff
Liviusz Lovasz
Timo Löher
Dr. Jonathan Sappl
Dr. Isabel Steudel

März 2025
801480

Anmerkung:

Dieser Bericht wurde von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) im Rahmen des Vorhabens 4723R01480 erstellt.

Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Deskriptoren

Accident Tolerant Fuel, Hüllrohre, Brennstoff, Chrombeschichtet, Dotiert, SiC/SiC, Fe-CrAl, Unfallanalyse, Simulation, AC2, TMI-2, Fukushima

Kurzfassung

Die Kombination aus dem Kernbrennstoff und den Hüllrohren übernimmt eine zentrale Rolle im Sicherheitskonzept von Kernkraftwerken. Daher werden weltweit unfalltolerante Brennstoffe (ATF) entwickelt. Im Rahmen dieses Vorhabens wird das Akronym „ATF“ ausschließlich als Abkürzung für „Accident Tolerant Fuel“, d. h. in Bezug auf die Verbesserung sicherheitsrelevanter Eigenschaften zur Erhöhung der Unfallbeständigkeit verstanden und verwendet. Es ist darauf hinzuweisen, dass das Akronym ATF in der Fachliteratur auch für den Begriff des sogenannten „Advanced Technology Fuel“ benutzt wird, um abseits der Verbesserung der Beständigkeit unter Unfallbedingungen weitere Entwicklungsziele, insbesondere aus Sicht wirtschaftlicher Interessen, für die Entwicklung von „ATF“ geltend zu machen. Die Entwicklung, Erprobung und Analysen, insbesondere der unter verschiedenen Gesichtspunkten (z. B. sicherheitsrelevanter Eigenschaften, Realisierbarkeit, etc.) besonders vielversprechenden ATF Konzepte, d. h. chrombeschichteter Zirkonium-Hüllrohre, Eisen-Chrom-Aluminium (FeCrAl) Hüllrohre, Siliziumkarbid-Verbundwerkstoff (SiC/SiC) Hüllrohre, dotierten Urandioxidbrennstoffs sowie von Urannitrid- und -silizidbrennstoff, werden in verschiedenen Ländern weltweit und von den Brennstoffherstellern vorangetrieben. Beschichtete Zirkonium-Hüllrohre, FeCrAl-Hüllrohre und dotierter UO_2 -Brennstoff haben einen so weit fortgeschrittenen Entwicklungsstand erreicht, dass sie kurzfristig (innerhalb der nächsten Jahre) kommerziell verfügbar werden können. Demgegenüber stehen dem Einsatz der restlichen Konzepte noch größere Herausforderungen im Wege. Lösungsansätze für diese Herausforderungen sind Gegenstand der aktuellen Forschung und Entwicklung. Deshalb können diese Konzepte erst längerfristig (d. h. erst nach dem Jahr 2030) verfügbar sein. Jedes ATF-Konzept bringt sowohl spezifische Vorteile als auch Nachteile bezüglich seines Verhaltens im Normalbetrieb und bei Stör- und Unfällen mit sich. Vollständig ausgereift ist noch keines von ihnen. Simulationsstudien, die den Einfluss des Einsatzes von ATF auf verschiedene Szenarien, wie z. B. Station Blackouts, Kühlmittelverluststörfälle und schwere Unfälle untersuchen, liefern vielversprechende Ergebnisse in Bezug auf das Unfallverhalten. Die im Rahmen dieses Projekts durchgeführten Simulationen zeigen beispielsweise eine geringere Oxidation, Entstehung von Wasserstoff und Freisetzung von Spaltprodukten sowie eine bessere Erhaltung der Kerngeometrie bei der Verwendung von FeCrAl- im Vergleich zu Zirkonium-Hüllrohren für die Unfallszenarien von TMI-2 und Fukushima Daiichi. Durch die Weiterentwicklung und Verifizierung der Codes sowie die Implementierung und Validierung weiterer Modelle können bestehende Verzerrungen und Unsicherheiten zukünftig reduziert werden. Insgesamt führt das Projekt zu dem Schluss, dass ATF durch die Vergrößerung von Sicherheitsmargen und die

Verlängerung der Karenzzeit dazu beitragen kann, Zeit für Notfallmaßnahmen zu gewinnen, die darauf ausgerichtet sind, radiologische Freisetzungen zu verhindern oder abzuschwächen.

Abstract

The combination of nuclear fuel and cladding takes a pivotal part in the overall reactor safety concept. Hence, accident-tolerant fuels (ATF) are developed internationally. In the scope of this project the acronym “ATF” is used and understood exclusively as an abbreviation for “Accident Tolerant Fuel”, i. e. regarding the improvement of safety related features in order to increase their resistance in accident scenarios. It is pointed out that the acronym ATF is used as an abbreviation of “Advanced Technology Fuel” as well in literature, to include further development goals, especially economic improvements. Development, testing and analysis of ATF, especially the most promising (e. g. regarding safety features, viability, etc.) ATF-concepts, i. e. Chromium-coated Zirconium cladding, Iron-Chromium-Aluminum (FeCrAl) cladding, Silicon Carbide composite (SiC/SiC) cladding, doped UO₂ fuel, uranium nitride fuel, and uranium silicide fuel, are carried out in several countries worldwide and by fuel vendors as well. Coated Zirconium claddings, FeCrAl claddings and doped UO₂ fuel have already reached a higher level of development so that they might be commercially available within the next few years, whereas the deployment of the remainder of concepts is still inhibited by persisting challenges. Their solution is object of current research and development. Thus, these concepts represent options for long-term (i. e. beyond 2030) deployment. All of the ATF-concepts come with specific advantages as well as disadvantages regarding their performance in normal operation, design basis accidents and design extension conditions. None of them is fully mature. Simulation studies investigating the impact of ATF on different scenarios such as station blackouts, loss of coolant accidents or severe accidents provide promising results regarding their performance in accident scenarios. For example, the simulations carried out in the scope of this project show lower oxidation, hydrogen generation, and fission product release as well as a better preservation of the core geometry in cases where FeCrAl is used as a cladding compared to the deployment of standard Zirconium-cladding in the accident scenarios of the TMI-2 and the Fukushima Daiichi accidents. Further development and verification of codes and the implementation of more accurate models and their validation will reduce currently existing bias and uncertainties. The project as a whole leads to the conclusion that ATF, by increasing safety margins and prolonging coping times, help to gain time for emergency actions aiming at preventing or mitigating radiological release.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung	1
2	Aktualisierter Stand von Wissenschaft und Technik von ATF-Konzepten	3
2.1	Hüllrohrkonzepte.....	10
2.1.1	Beschichtete Hüllrohre.....	10
2.1.2	FeCrAl Hüllrohre	12
2.1.3	SiC/SiC-Komposit Hüllrohre.....	14
2.2	Brennstoffkonzepte.....	16
2.2.1	Höhere Anreicherung.....	16
2.2.2	Höherer Abbrand	20
2.2.3	Dotierter Brennstoff.....	24
2.2.4	Urannitrid-Brennstoff.....	26
2.2.5	Uransilizid-Brennstoff.....	27
2.2.6	Extrudierter metallischer Brennstoff	28
2.3	Stand der Aktivitäten einzelner Hersteller	29
2.3.1	Framatome	29
2.3.2	Westinghouse.....	33
2.3.3	GE Hitachi/GNF	38
2.3.4	TVEL	39
2.4	Länderspezifische Entwicklungen	39
2.4.1	Entwicklung von ATF	39
2.4.2	Einsatz von ATF	47
2.4.3	EU-Taxonomieverordnung.....	53
2.5	Technology Readiness Level.....	60
2.5.1	Einordnung basierend auf dem State of the Art Report der OECD/NEA ..	67
2.5.2	Änderungen der TRL aufgrund neuer Entwicklungen.....	68

3	Kurzzusammenfassungen von ATF-Konzepten	71
3.1	Chrombeschichtete Hüllrohre.....	71
3.1.1	Beschreibung des Hüllrohrkonzeptes.....	71
3.1.2	Akteure	73
3.1.3	Staatliche Förderprogramme	74
3.1.4	Verwendung	75
3.1.5	Zeitplan für den Einsatz	78
3.1.6	Entwicklungsstand (TRL).....	78
3.1.7	Entsorgungskonzept.....	79
3.1.8	Implementierung in Simulationsprogrammen	80
3.2	Dotierter UO ₂ -Brennstoff.....	82
3.2.1	Beschreibung des Brennstoffkonzeptes.....	82
3.2.2	Akteure	84
3.2.3	Staatliche Förderprogramme	85
3.2.4	Verwendung	86
3.2.5	Zeitplan für den Einsatz	89
3.2.6	Entwicklungsstand (TRL).....	89
3.2.7	Entsorgungskonzept.....	89
3.2.8	Implementierung in Simulationsprogrammen	90
3.3	SiC/SiC-Hüllrohre	91
3.3.1	Beschreibung des Hüllrohrkonzeptes.....	91
3.3.2	Akteure	94
3.3.3	Staatliche Förderprogramme	95
3.3.4	Verwendung	97
3.3.5	Zeitplan für den Einsatz	99
3.3.6	Entwicklungsstand (TRL).....	99
3.3.7	Entsorgungskonzept.....	100
3.3.8	Implementierung in Simulationsprogrammen	100
4	Sicherheitstechnischer Überblick über ATF-Konzepte.....	103
4.1	Sicherheitstechnisch relevante Eigenschaften von unfalltolerantem Brennstoff	103

4.1.1	Thermisch-mechanische Interaktionen	103
4.1.2	Chemische Kompatibilität und Stabilität	106
4.1.3	Abbau-, radiologische Freisetzungs- und Transportphänomene	111
4.1.4	Weitere Faktoren mit Einfluss auf Betriebszustände, Stör- und Unfallabläufe.....	113
4.2	Vor- und Nachteile verschiedener ATF-Konzepte	113
4.2.1	Übersicht über Vor- und Nachteile	114
4.2.2	Neue sicherheitsrelevante Fragestellungen	117
4.3	Diskussion von Einzelfragen.....	120
4.3.1	Bestätigung der Verbesserung sicherheitstechnischer Merkmale durch bisherige Erkenntnisse.....	121
4.3.2	Auswirkungen des Einsatzes von ATF im Störfall	127
4.3.3	Einfluss von ATF auf den störungsfreien Betrieb	129
4.3.4	ATF-Konzept mit größtem Potenzial zur Verbesserung der Unfall-/ Störfallbeherrschung.....	132
4.3.5	Beleg einer verbesserten Unfallbeherrschung durch Simulationscodes ..	134
4.4	Zusammenfassung	140
5	Szenarienbasierte Analyse der Auswirkungen und sicherheitstechnischer Risiken einer hypothetischen Anwendung von ATF bei realen nuklearen Unfällen	147
5.1	Eigenschaften von AC2	147
5.2	Modellanpassungen in ATHLET-CD/AC2 für ein FeCrAl-Hüllrohr	149
5.3	Unfallsimulationen	156
5.3.1	Nachrechnung des TMI-2-Unfalls	156
5.3.2	Nachrechnung des Unfalls im Fukushima Daiichi Block-2.....	164
5.4	Diskussion und Bewertung der Ergebnisse.....	176
6	Zusammenfassung	181
	Literaturverzeichnis.....	185
	Abbildungsverzeichnis.....	225

	Tabellenverzeichnis.....	227
	Abkürzungsverzeichnis.....	231
A	Anhang.....	235

1 **Einleitung**

Das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) hat die Aufgabe, das Bundesumweltministerium (BMUV) fachlich und wissenschaftlich auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu beraten und zu unterstützen. Hierzu werden durch das BASE auch Forschungsprojekte initiiert. Mit der Abschaltung der letzten Kernkraftwerke (KKW) in Deutschland am 15. April 2023 richtet sich der Fokus der in Deutschland durchgeführten Forschungsprojekte zur Reaktorsicherheit auf die Sicherheit kerntechnischer Anlagen, insbesondere von Kernkraftwerken in den Nachbarstaaten und weiteren Ländern Europas und die mit dem Betrieb einhergehenden Risiken, z. B. im Rahmen von Stör- und Unfällen. Hierzu sind vertiefende Kenntnisse über die aktuellen Entwicklungen und die damit verbundenen Risiken im Bereich der kerntechnischen Sicherheit entscheidend. Insbesondere ist die Verfolgung von neuesten Entwicklungen und des Standes von Wissenschaft und Technik von Bedeutung.

Eine wichtige Rolle innerhalb des Sicherheitskonzepts der Anlagen übernimmt das Brennstoff-Hüllrohr-System: das Verhalten des Reaktors bei Stör- und Unfällen wird durch die physikalischen Eigenschaften des Brennstoffs beeinflusst und die Hüllrohre stellen die erste Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Substanzen dar. In leichtwassergekühlten Leistungsreaktoren wird derzeit vorwiegend Uranoxidbrennstoff in Pelletform in Hüllrohren aus einer Zirkoniumlegierung eingesetzt. Teilweise wird auch Plutoniumdioxid als Brennstoff bzw. Brennstoffbestandteil verwendet. Seit Beginn der Nutzung der Kernenergie werden Brennstoff und Hüllrohre basierend auf Betriebserfahrungen und dem Fortschreiten von Wissenschaft und Technik stetig optimiert. Seit dem Unfall von Fukushima Daiichi im März 2011 wird dabei auch die Entwicklung sogenannter unfalltoleranter Brennstoffe (Accident Tolerant Fuel, ATF) verstärkt vorangetrieben, um das Verhalten des Reaktorkerns unter Unfallbedingungen zu verbessern und in der Folge die Freisetzung von Radioaktivität zu reduzieren. Die delegierte Verordnung (EU) 2022/1214 vom 09. März 2022, die die EU-Taxonomieverordnung (EU) 2020/852 (in Kraft getreten am 01. Januar 2022) ergänzt, fordert den Einsatz unfalltoleranter Brennstoffe ab dem Jahr 2025 als eine der Voraussetzungen, um Investitionen in die Kernenergie im Sinne der Taxonomieverordnung als nachhaltig anerkennen zu können.

Ziele des von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) im Auftrag des BASE durchgeführten Forschungsvorhabens waren die Erfassung des Standes von Wissenschaft und Technik bezüglich ATF, die Darstellung und Diskussion sicherheitsrelevanter Aspekte und die Beurteilung des Einflusses von ATF auf Unfallabläufe anhand

der Durchführung eigener Simulationsrechnungen zu realen Reaktorunfällen aus der Vergangenheit.

Im ersten Schritt der von der GRS durchgeführten Arbeiten wurden anhand einer Literaturrecherche die verschiedenen Konzepte unfalltoleranter Brennstoffe beschrieben und der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf diese erhoben (s. Kapitel 2). Dabei werden die Entwicklungen in beteiligten Staaten und durch Hersteller von Kernbrennstoffen beleuchtet, der derzeitige Stand der Arbeiten dargestellt und der technologische Reifegrad der ATF-Konzepte anhand des sogenannten „Technology Readiness Level“ eingeordnet. Darauf aufbauend wurden zu ausgewählten ATF-Konzepten Kurzzusammenfassungen mit weiterführenden Informationen, unter anderem zu verwendeten Werkstoffen, beteiligten Akteuren, staatlichen Förderprogrammen, Testeinsätzen und Implementierung in Simulationsprogrammen, erstellt (s. Kapitel 3). Anschließend erfolgte eine gezielte Betrachtung sicherheitsrelevanter Eigenschaften besonders vielversprechender ATF-Konzepte (s. Kapitel 4). Diese beinhaltet auch die Diskussion der Vor- und Nachteile der ATF-Konzepte sowie der möglichen Auswirkungen ihres Einsatzes auf Stör- und Unfälle und den Normalbetrieb. Ebenfalls dargestellt wurden Ergebnisse international bereits durchgeführter Simulationsstudien zu ATF. Abschließend wurden eigene Simulationsrechnungen durchgeführt, um zu untersuchen, welchen Einfluss der Einsatz von ATF auf den Ablauf der Unfälle von Three-Mile Island 2 und Fukushima Daiichi Block 2 im Vergleich zur Verwendung des seinerzeit eingesetzten Brennstoffs gehabt hätte (s. Kapitel 5). Unter Berücksichtigung der Grenzen dieser Betrachtung werden die Ergebnisse der Berechnungen analysiert, diskutiert und bewertet. Die wesentlichen Erkenntnisse sind abschließend in Kapitel 6 zusammengefasst.

2 Aktualisierter Stand von Wissenschaft und Technik von ATF-Konzepten

Auf dem Gebiet nuklearer Brennstoffe wird das Akronym ATF sowohl für den Begriff „Accident Tolerant Fuel“ als auch für „Advanced Technology Fuel“ verwendet. Der wörtlichen Bedeutung nach legt dabei die Bezeichnung „Accident Tolerant Fuel“ den Fokus auf die Sicherheitseigenschaften des Brennstoffs und das Entwicklungsziel der besseren Beständigkeit gegenüber den in Unfallszenarien herrschenden Bedingungen. „Advanced Technology Fuel“ impliziert demgegenüber allgemeinere Verbesserungen der Brennstoffeigenschaften, womit beispielsweise auch ökonomische Vorteile eingeschlossen sein können. Dementsprechend bezeichnet das EPRI in /EPR 23/ Brennstoff mit einer erhöhten Anreicherung zum Zweck des Erreichens eines höheren Abbrands als „Advanced Technology Fuel“ und Verbesserungen, wie Hüllrohrbeschichtungen und Dotierungen des Brennstoffs, als „accident tolerant characteristics“. Bei der Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) werden unter Accident Tolerant Fuel alternative Brennstoffsysteme verstanden, durch die sowohl die Sicherheit als auch die Wettbewerbsfähigkeit und Wirtschaftlichkeit verbessert werden /OEC 18/. Das US-Energieministerium (Department of Energy, DOE) definiert Accident Tolerant Fuel im Hinblick auf die sicherheitsverbessernden Eigenschaften detaillierter und bezeichnet sie als neue Materialien, durch die die Bildung von Wasserstoff reduziert, die Rückhaltung gasförmiger Spaltprodukte verbessert und die Strukturen widerstandsfähiger gegen Bestrahlung, Korrosion und hohe Temperaturen werden, sodass der Brennstoff extremen Temperaturen und Dampf länger standhalten kann. Hier werden auch Aspekte einer höheren Effizienz im Betrieb und eines verlängerten Betriebszeitraums zwischen Neubeladungen sowie ein höherer Abbrand genannt /DOE 18/. Die Nuclear Regulatory Commission (NRC) als US-amerikanische Aufsichtsbehörde definiert Accident Tolerant Fuel als neue Technologien mit dem Potential erhöhter Sicherheit sowie besseren Verhaltens im Normalbetrieb, bei Transienten und in Unfallszenarien, die bestehende Reaktoren widerstandsfähiger gegenüber nuklearen Störfällen machen und die Elektrizitätskosten über die genehmigte Betriebslebensdauer des Reaktors senken /NRC 23/. Obwohl der Begriff Accident Tolerant Fuel im wörtlichen Sinne auf verbesserte Eigenschaften des Brennstoffs bei Unfällen beschränkt ist, wird er üblicherweise weiter gefasst und es werden auch ökonomische Aspekte mit eingeschlossen. Entsprechend verwendet die Internationale Atomenergieorganisation (IAEA) die Begriffe „Accident Tolerant Fuel“ und „Advanced Technology Fuel“ synonym und definiert beides zugleich als Brennstoffe, die das Potential haben, bei schweren Unfällen in

einem Reaktor für längere Zeit die Sicherheit zu verbessern als bisher verwendeter Brennstoff, die ein gleich gutes oder besseres Verhalten im Normalbetrieb und bei betrieblichen Transienten aufweisen und die mit allen Aspekten des Brennstoffkreislaufs (Transport, Lagerung, Wiederaufbereitung) kompatibel sind /IAE 24/. Insgesamt ist festzustellen, dass die Begriffe „Accident Tolerant Fuel“ bzw. „Advanced Technology Fuel“ weder einheitlich noch eindeutig definiert sind und teils synonym und zugleich und teils getrennt voneinander verwendet werden. Somit ist auch keine klare Abgrenzung von ATF- zu nicht-ATF-Brennstoffen möglich. Wenn in Definitionen von „Verbesserungen“ oder „verbessertem Verhalten“ die Rede ist, wird nicht klar im Vergleich zu welchen Eigenschaften Verbesserungen in welchem Ausmaß zu erzielen sind, um tatsächlich von ATF sprechen zu können. So bringen beispielsweise die Dotierung des UO_2 -Brennstoffs mit Fremdatomen oder vergleichsweise geringe Änderungen der Hüllrohrlegierung bereits verbesserte Eigenschaften mit sich, gelten jedoch noch nicht als ATF, wohingegen innovative Brennstoff- und Hüllrohrentwicklungen (z. B. Siliziumcarbid-Hüllrohre), die zwar Verbesserungen in Aussicht stellen, aber auch noch Nachteile gegenüber heute verwendeten Brennstoffen und Hüllrohren aufweisen, als ATF-Entwicklungen geführt werden.

Im Jahr 2012 wies der US-Kongress das Büro für Kernenergie des DOE an, der Entwicklung verbesserter Brennstoffe und Hüllrohrwerkstoffe für Leichtwasserreaktoren (LWR) Vorrang einzuräumen, um die Sicherheit bei Unfällen zu verbessern. Dies erfolgt unter dem allgemeinen Schlagwort „Accident Tolerant Fuel“ (ATF). In der Folge entwickelte das DOE einen Plan mit dem Ziel, bis Ende 2022 erstmals ein Versuchsbrennelement in einem kommerziellen Leichtwasserreaktor einzusetzen. Nach entsprechenden Sondierungen engagieren sich nun schwerpunktmäßig drei der führenden kommerziellen Kernbrennstoffanbieter, gemeinsam mit mehreren kommerziellen Kernenergieversorgern und dem DOE, das Thema ATF massiv voranzubringen. Tab. 2.1 fasst die dabei im Fokus der Entwicklung der drei Hauptakteure stehenden ATF-Konzepte zusammen.

Tab. 2.1 ATF-Konzepte von Framatome, General Electric und Westinghouse

Framatome	General Electric	Westinghouse
Cr-beschichtete M5 Hüllrohre	Beschichtete Zr-Hüllrohre (ARMOR)	Cr-beschichtete Zirlo-Hüllrohre
SiC Hüllrohre	FeCrAl Hüllrohre (Iron Clad)	SiC Hüllrohre
Dotiertes UO ₂ für eine verbesserte Wärmeleitfähigkeit und Brennstoffleistung	Oxid-dispersionsverfestigte (ODS) Varianten von FeCrAl für verbesserte Festigkeit	Dotierte UO ₂ - (ADOPT) und hochdichte Brennstoffe (z. B. UN) mit verbesserter Wärmeleitfähigkeit

Diese Initiative hat die ursprünglichen Erwartungen übertroffen, indem sie das erste Ziel des DOE im Jahr 2019, d. h. drei Jahre früher als geplant, erreichten. Die frühen Erfolge des ATF-Programms sind zum Teil auf die enge Zusammenarbeit der National Laboratories des DOE mit kommerziellen Kernbrennstofflieferanten und der US-amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (NRC) zurückzuführen. In der Folge wurden die Bestrebungen zur Optimierung der Brennstoffe um den Aspekt einer Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der nuklearen Energieerzeugung durch eine Erhöhung des Abbrands erweitert. Insbesondere wird geprüft, wie und unter welchen Bedingungen über den aktuellen US-Regulierungsgrenzwert von 62 GWd/t hinaus gegangen werden kann. Auch soll bei Bedarf die Anreicherung erhöht werden dürfen, um die routinemäßige Brennstoffnutzung von mehr als 75 GWd/t zu unterstützen. Diese Bemühungen stellen einen entscheidenden wirtschaftlichen Anreiz dar, den Einsatz von ATF-Technologien zu beschleunigen.

Wie bereits ausgeführt, bewirkt die staatliche Förderbereitschaft, dass der Hauptfokus der aktuellen Entwicklung in den USA liegt. Auch unterstützt die zunehmende Internationalisierung, z. B. der Einsatz und das Wirken von Framatome in den USA, die dortige Entwicklung im Bereich der ATF. Parallel dazu finden insbesondere japanische Aktivitäten im Bereich von ATF für Siedewasserreaktoren (SWR) statt.

Bei den ATF-Konzepten wird allgemein zwischen „kurzfristig“ und „längerfristig“ implementierbaren Technologien unterschieden. Den Einsatz der kurzfristig verfügbaren Technologien planen die Entwickler etwa ab Mitte bis Ende der 2020er Jahre. Teilweise

befinden sie sich bereits im Testeinsatz in kommerziellen Reaktoren. Zu diesen Technologien gehören:

- Beschichtete Hüllrohre
- FeCrAl-Hüllmaterial
- Dotierter UO_2 -Brennstoff

Insbesondere zur Optimierung der Wirtschaftlichkeit werden für die kurzfristig verfügbaren ATF-Brennstoffkonzepte eine erhöhte Anreicherung und ein erhöhter Abbrand angestrebt.

Unter der Bezeichnung „längerfristige unfalltolerante Brennstofftechnologien“ werden gemäß der NRC-Definition folgende Technologien subsummiert:

- Urannitrid-Pellets
- Hüllrohre aus Siliziumkarbid
- Extrudierter metallischer Brennstoff

Die Industrie hat aus der Gesamtheit der Forschungsbemühungen verschiedene Konzepte vorgeschlagen, die sie als Teil des Programms für unfalltolerante Brennstoffe betrachtet. Im Gegensatz zu den als kurzfristig realisierbar betrachteten ATF-Konzepten, bei denen sich die Behörden für ihre Sicherheitsbewertungen weitgehend auf vorhandene Daten, Modelle und Methoden stützen können, ist bei den längerfristig realisierbaren Konzepten eine umfangreichere Datenlage notwendig, sodass von den Brennstoffherstellern bzw. Betreibern beantragte Lizenzänderungen auch einer erweiterten Datenlage bedürfen. Daraus begründet sich die Einstufung als längerfristige ATF-Konzepte, für die neue Daten, Modelle und Methoden erhoben oder entwickelt werden müssen, um die Sicherheitsbewertungen der NRC zu unterstützen. Aufgrund des erheblichen Forschungs- und Entwicklungsaufwandes können die Implementierungstermine durchaus viele Jahre in der Zukunft liegen.

Zur einfacheren Orientierung sind im Folgenden einige besondere Herstellerbezeichnungen von führenden Kernbrennstoffanbietern sowie Eigenschaften ihrer Produkte beispielhaft skizziert.

Westinghouse

Westinghouse entwickelt den Brennstoff „Advanced Doped Pellet Technology“ (ADOPT™), um die Wirtschaftlichkeit des Brennstoffkreislaufs zu verbessern und die Unfalltoleranz herkömmlicher Brennstoffpellets aus Urandioxid (UO_2) zu erhöhen. ADOPT-Brennstoff zeichnet sich durch ein verbessertes Design des UO_2 -Brennstoffs aus. Dieser wird mit geringen Mengen Chromoxid (Cr_2O_3) und Aluminiumoxid (Al_2O_3) dotiert und ist für höhere Anreicherungen geeignet. Vorteile sind eine erhöhte Urandichte, die eine höhere Flexibilität des Kerndesigns und einen höheren Entladungsabbrand (vergrößerte Kornstruktur, verringerte Spaltgasfreisetzung, etc.) ermöglicht, sowie eine erhöhte thermische Stabilität, eine verringerte Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkung (Pellet-Cladding-Interaction, PCI) und eine verbesserte Korrosions- und Auswaschbeständigkeit.

Ein weiteres in der Entwicklung befindliches ATF-Produkt von Westinghouse sind En-Core-Brennstäbe, die eine chrombeschichtete Umhüllung besitzen. Diese soll für eine reduzierte Oxidation und Wasserstoffaufnahme und eine verbesserte Verschleißfestigkeit sorgen. Zum Aufbringen der Beschichtung wendet Westinghouse das sogenannte Kaltgasspritzen (Cold Spray, CS) an.

Auch wird an einer SiC-Umhüllung für ein noch weiter verbessertes Verhalten unter Unfallbedingungen gearbeitet. Diese soll in Verbindung mit einem neuen Brennstoff eingesetzt werden. In diesem Brennstoff soll das Uran, anders als beim ADOPT™-Brennstoff, nicht mehr als Urandioxid vorliegen, sondern als Urannitridverbindung.

Framatome

Framatome arbeitet an der Enhanced Accident Tolerant Fuel Strategie für ein verbessertes Betriebs- und Unfallverhalten, mit den beiden übergeordneten Strategien PROtect Cr-Cr und PROtect SiC. PROtect Cr-Cr bezeichnet die Kombination aus chromdotierten Brennstoffpellets mit chrombeschichteten Hüllrohren. Die chromdotierten Brennstoffpellets erlauben einen Abbrand von bis zu 75 GWd/t. Sie besitzen gegenüber dem normalen UO_2 Brennstoff eine höhere Dichte, eine größere Korngröße (z. B. für eine bessere Spaltgas-Rückhaltung) und eine verbesserte Viskoplastizität für eine optimierte PCI. Das Hüllmaterial verfügt über eine PROtect Chrombeschichtung, die auf die einsatzbewährten M5-Hüllrohre mit Hilfe eines proprietären Verfahrens der physikalischen Gasphasenabscheidung (Physical Vapour Deposition, PVD) aufgebracht wird. Somit kann eine

dichte und dauerhaft haftende Beschichtung erreicht und die Verschleißfestigkeit der Oberfläche im Kontakt mit den Halterungen bzw. Strömungspartikeln verbessert werden. Ebenfalls soll dies die Neigung zum Aufblähen der Hüllrohre (Ballooning) reduzieren und die Hochtemperatur-Dampfoxidation verringern.

Die PROtect SiC Aktivitäten sind auf die Entwicklung von Hüllmaterial mit Siliziumkarbid-Technologie, mit noch weiter verbessertem Verhalten unter Unfallbedingungen ausgerichtet.

GE Hitachi, Global Nuclear Fuel

GE Hitachi zusammen mit Global Nuclear Fuel (GNF) bieten Leistungen zu weitgefächerten Produktklassen an. Diese umfassen SWR-Brennelemente, Beschichtungen und Transportverpackungen und reichen bis hin zu einer laserbasierten Urananreicherungsanlage (für Anreicherungen bis zu 8 %). Im Bereich ATF arbeiten GE Hitachi und GNF an beschichteten Hüllrohren (ARMOR) und FeCrAl-Legierungen für Hüllrohre und Brennelementkästen (IronClad). Das Akronym ARMOR steht dabei für „Abrasion Resistant, More Oxidation Resistant“.

Bei allem gemeinsamen Streben der beteiligten Akteure, ATF zur Einsatzreife zu bringen, sind die dabei agierenden Parteien auch Wettbewerber, für die es von essenzieller Bedeutung ist, sich frühzeitig Marktanteile zu sichern. Speziell bei auftretenden Problemen wird daher die Strategie verfolgt, diese möglichst „intern“ zu lösen, bevor sie nach außen kommuniziert werden. Auch hat sich der Fokus von der prinzipiellen Suche nach neuen Lösungen auf ein „robust machen“ des speziell eingeschlagenen Weges des Designs, aber auch der industriellen Produktion der neuen Produkte, verlagert. Auch ist direkt im Anschluss an die nun an vielen Stellen laufenden ersten Einsatzerprobungen, wie z. B. der Einsatz von Lead Test Assemblies über mehrere Brennelementzyklen, mit keinen größeren neuen Erkenntnissen zu rechnen. Demgegenüber können die sich nach solchen Testphasen anschließenden zerstörungsfreien Prüfungen, gefolgt von möglichen Nachbestrahlungen, bis hin zu den finalen Prüfungen z. B. des Brennstoffs, der nur durch zerstörende Prüfungen zugänglich wird, zu neuen Veröffentlichungen führen. Inwieweit dabei detaillierte Informationen herausgegeben werden, ist zur Zeit nicht absehbar.

Im weiteren Bericht werden Begriffe wie beispielsweise Lead Test Assembly (LTA) bzw. Lead Test Rod (LTR) benutzt. Diese und weitere sollen deshalb kurz erklärt werden. Sie

haben auch oft eine weiterführende Bedeutung in Bezug auf die Definition der technischen Einsatzfähigkeit bzw. der technischen Reife (Technology Readiness Level, TRL). Im Vorgriff auf die Thematik der TRLs soll hier auch der Zusammenhang zwischen solchen Begriffen und dem Technology Readiness Level angesprochen werden.

Unter einem **Lead-Test-Rodlet** versteht man einen kurzen Brennstab oder ein Brennstabsegment, das als Prototyp einer Bestrahlung in einem Forschungsreaktor unterzogen wird. Ziel ist es dabei, das Prototyp-Brennstoffdesign zu überprüfen. Nach erfolgreicher Beendigung der Bestrahlung wird auf der Stufe „Proof-of-Principle“ das Technology Readiness Level 4 erreicht.

Ein **Lead Test Rod** ist ein einzelner Testbrennstab voller oder ausreichender Länge, der durch ein prototypisches Verfahren im Labormaßstab hergestellt wurde, um das zu nutzende Brennstoffdesign durch Bestrahlung in einem Testreaktor und schließlich durch den Einsatz in einem kommerziellen Leichtwasserreaktor zu überprüfen. Die ersten in kommerziellen Leichtwasserreaktoren eingesetzten Brennstäbe eines neuen Designs werden auch als „Lead Fuel Rods“ (LFR) bezeichnet. Die erfolgreiche Bestrahlung zur Prüfung des Verhaltens von LTR im Testreaktor führt zum Erreichen des TRL 5, der erfolgreiche Einsatz in einem kommerziellen Reaktor führt nach Beendigung der Bestrahlungsstufe zum Erreichen des Technology Readiness Level 6 auf der Stufe der „Proof-of-Principle“.

Lead Test Assemblies sind Brennelemente, die Konstruktionsmerkmale oder Materialien enthalten, die nicht für die uneingeschränkte Verwendung im Reaktorkern zugelassen sind. Durch gesondert genehmigte LTA-Bestrahlungskampagnen werden Kenntnisse und Erfahrungen bezüglich der Eigenschaften und des Verhaltens bestrahlter Materialien gewonnen, die für die Qualifizierung von Analysecodes und -methoden sowie für die Entwicklung der Designgrundlagen für die Lizenzierung der neuen Brennstoffmaterialien oder Designmerkmale und schlussendlich für die uneingeschränkte Verwendung von entscheidender Bedeutung sind. Die Ziele des temporären Einsatzes sind:

- Sammlung von Daten zur Charakterisierung der Eigenschaften und des Verhaltens bestrahlter Materialien
- Bereitstellung von bestrahltem Material für die anschließende Untersuchung, Charakterisierung und Forschung in heißen Zellen
- Demonstration des Verhaltens im Reaktor

Die Strategie des Einsatzes von LTA wurde in den letzten Jahrzehnten bereits in bewährter Art und Weise bei in Betrieb befindlichen Reaktorkernen praktiziert. Betreiber können eine Änderung der Betriebsgenehmigung beantragen, um LTA einzusetzen. Alternativ können sie in den USA auch unter bestimmten Voraussetzungen, wie im Änderungsprozess 10 CFR 50.59 beschrieben, ohne eine zusätzliche NRC-Genehmigung LTA einsetzen. Die Bestrahlung von LTA hat das Ziel, ein kommerziell zu nutzendes Brennelement, das durch ein industrielles oder gleichwertiges Verfahren hergestellt wurde, zu verifizieren. Nach dem erfolgreichen Einsatz wird auf der Stufe „Proof-of-Performance“ das Technology Readiness Level 7 erreicht. Die ersten Brennelemente eines neuen Designs, die in einem kommerziellen Leichtwasserreaktor eingesetzt werden, werden auch als „Lead Fuel Assembly“ (LFA) oder „Lead Use Assembly“ (LUA) bezeichnet.

2.1 Hüllrohrkonzepte

Um Hüllrohre mit verbesserten Eigenschaften zu erhalten, werden entweder einsatzerprobte Legierungen mit einer Beschichtung versehen oder neue Werkstoffe anstelle der bekannten Legierungen entwickelt.

2.1.1 Beschichtete Hüllrohre

Beschichtungen der Hüllrohre stellen eine der kurzfristig erreichbaren Technologien dar, die von Anbietern von Kernbrennstoffen intensiv verfolgt werden. In der Vergangenheit bestanden die Hüllrohre der Brennstäbe für Leistungsreaktoren aus einer Zirkoniumlegierung. Anbieter von Kernbrennstoffen erforschen und testen derzeit Hüllrohre, bei denen die Außenseite der Zirkoniumlegierung mit einer dünnen Schicht aus metallischem Chrom oder, im Falle des Herstellers Global Nuclear Fuel, mit einem anderen Material beschichtet ist, dessen Zusammensetzung nicht veröffentlicht wird. Die Vorteile dieser Beschichtungen sind:

- Ein verbesserter Schutz der Brennstäbe gegen Partikel-Fretting
- Oxidationsbeständigkeit und überlegenes Materialverhalten unter einer Reihe von Einsatz-Bedingungen

Außerdem werden an verschiedenen Forschungseinrichtungen Arbeiten zu weiteren Beschichtungswerkstoffen durchgeführt. Dazu gehören MAX-Phasen /ZrHf₂N₃/, Nitrid-

Beschichtungen /FAZ 23/, FeCrAl-Beschichtungen /WAN 21/ und weitere metallische oder keramische Beschichtungen /TAN 22/. Diese Konzepte sind jedoch von der Erprobung oder gar dem Einsatz in Leistungsreaktoren noch weit entfernt und werden auch von den Brennstofflieferanten bislang nicht als zukünftig für den kommerziellen Einsatz vorgesehene Produkte aufgeführt.

Die NRC hat die Entwicklung von Entwürfen für beschichtete Hüllrohre verfolgt, mehrere Aktivitäten zum Thema Beschichtung angestoßen und vom Pacific Northwest National Laboratory den Bericht „Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts“ /PNN 19/ anfertigen lassen, in dem Cr-beschichtete Hüllrohrkonzepte und Beschichtungsverfahren vorgestellt und die Schädigungs- und Versagensphänomene von verchromten Zirkoniumhüllrohren untersucht wurden.

Insgesamt hat die NRC zwei PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) -Untersuchungen finanziert, in denen beschichtete Hüllrohre betrachtet werden. Eine PIRT-Untersuchung betraf die Leistung von verchromten Hüllrohren während des normalen Reaktorbetriebs, erwarteter Betriebsereignisse und Auslegungsstörfällen. Die dazu durchgeführte PIRT-Untersuchung beeinflusste maßgeblich die Entwicklung der Hüllrohre. Die zweite von der NRC finanzierte PIRT-Untersuchung befasste sich mit der Leistung der aktuellen ATF-Konzepte, des Brennstoffs mit höherem Abbrand und des Brennstoffs mit einer Anreicherung von über 5 % bei schweren Reaktorunfällen. Im Rahmen dieser PIRT-Untersuchung wurden auch die Auswirkungen von ATF bei höherem Abbrand und erhöhter Anreicherung auf den Unfallquellterm bewertet. Eine weitere PIRT-Untersuchung ist geplant, in der es um Aspekte der Lagerung und des Transports von Brennstoff mit Cr-beschichteten Hüllrohren und FeCrAl-Hüllrohren gehen soll.

Die Berichte wurden verwendet, um vorläufige Leitlinien für die Prüfung der bei der NRC eingehenden Anträge zu entwickeln. Die eingegangenen Anträge sind in Tab. 2.2 aufgelistet. (Anmerkung: Die Auflistung soll dabei weniger den Inhalt, sondern mehr die dahinterstehende Dynamik der Akteure zu diesem Thema widerspiegeln.)

Tab. 2.2 Beschichtete Hüllrohre /NRC 23a/

Art	Einreichung	Antragsteller	Beschreibung	NRC-Bewertung
Antrag auf Lizenzänderung	12.12.2019	Calvert Cliffs	Anforderung LTA, für chrombeschichtete Ummantelung und dotierte Pellets	26.01.2021
Überarbeitung der Konformitätsbescheinigung	04.06.2020	Westinghouse	Transportpaket für beschichtete Umhüllungen dotierter Pellets und mit 7 Gewichtsprozent U-235 angereichertem Brennstoff	15.09.2020
Autorisierungsanfrage	15.06.2020	Framatome	Transportanfrage für eine begrenzte Anzahl von ATRIUM 10 BE mit inerten Teststäben in einer TN-B1 Transportverpackung	09.10.2022
Aktueller Bericht	31.03.2021	Westinghouse	WCAP-18546-P/NP, „Westinghouse AXIOM-Hüllmaterial zur Verwendung in Druckwasserreaktorbrennstoff“	16.12.2022
Antrag auf Lizenzänderung	31.08.2022	Byron, Block 2	Änderung, um die weitere Bestrahlung einer zuvor bestrahlten LTA für ATF zu ermöglichen	20.07.2023

2.1.2 FeCrAl Hüllrohre

Als Alternative zu Zirkoniumlegierungen wird vom Oak Ridge National Laboratory (ORNL) und Global Nuclear Fuel eine Legierung auf Eisen-Chrom-Aluminium-Basis (Fe-CrAl) entwickelt. Parallel dazu werden auch in Japan schwerpunktmäßig entsprechende Forschungen für den Einsatz von ATF in Siedewasserreaktoren kontinuierlich vorangetrieben. Angestrebte spezifische Vorteile der FeCrAl-Hüllrohre sind laut /NRC 24/:

- Eine verringerte Hochtemperatur-Dampfoxidation. Dies verlängert die Standzeiten und soll die Wasserstofferzeugung unter Auslegungstörfällen und schweren Unfällen reduzieren.
- Erhöhung der Stabfestigkeit unter normalen Betriebsbedingungen und bei Unfällen bei hohen Temperaturen. Basierend auf den guten Material-Kenndaten, wie einer hohen mechanischen Festigkeit und geringer Korrosion unter normalen Betriebsbedingungen, könnte die Wandstärke des Hüllrohrs reduziert und somit mehr Volumen für den Brennstoff bereitgestellt werden, sodass durch größere Pellets, die geringere Wandstärke und eine höhere Anreicherung der größere Einfangquerschnitt des Fe-CrAl für thermische Neutronen kompensiert werden kann /INL 17/.
- Ein verbessertes Korrosionsverhalten im Normalbetrieb und Vermeidung der Bildung von Hydriden, die die Duktilität des bisherigen Hüllmaterials verändern können.

LTA mit FeCrAl-Hüllrohren wurden bereits in US-amerikanischen Leistungsreaktoren an den Standorten Hatch und Clinton testweise eingesetzt /PNN 20/. Dadurch werden kontinuierlich die notwendigen Materialkenndaten unter Einsatzbedingungen erweitert, welche die Basis für weitere Testeinsätze unter realen Betriebsbedingungen bilden. Die Tab. 2.3 zeigt die bei der NRC hinsichtlich des Einsatzes von FeCrAl eingegangenen Genehmigungsanträge.

Tab. 2.3 FeCrAl-Hüllrohre /NRC 23a/

Art	Einreichung	Antragsteller	Beschreibung	NRC-Bewertung
Transportgenehmigung	19.10.2018	Global Nuclear Fuel	Sondergenehmigung für den Transport von FeCrAl-Brennstäben in der Transportverpackung Modell Nr. RAJ-II	05.02.2019
Überarbeitung der Konformitätsbescheinigung	31.07.2019	GE Hitachi Nuclear Energy	Revision Nr. 28 des Konformitätszertifikats Nr. 9228 für die Transportverpackung GE Modell Nr. 2000 (GE2000) für den Transport von FeCrAl-LTA ¹	20.04.2023

Ein durch Oxiddispersion verstärktes FeCrAl-Hüllrohr (FeCrAl-ODS) wird in Japan als ein vielversprechender ATF-Kandidat für den Einsatz in SWR vorangetrieben /SAK 22/. Dazu wurden, um die Basis für weitere analytische Schritte zu optimieren, auch umfangreiche experimentelle Studien durchgeführt. Für die Bewertung unter normalen Betriebsbedingungen wurden das Betriebsverhalten, die Beständigkeit gegen Cäsium-induzierte Spannungsrisskorrosion (Cs-SCC) und mögliches Ausbeulen (Ballooning) untersucht. Für die Auswertungen bei Auslegungsstörfällen (DBA) und auslegungsüberschreitenden Unfällen (BDBA) wurde an der Teststation für schwere Unfälle des Oak Ridge National Laboratory ein zusätzlicher integraler Kühlmittelverlust-Unfalltest (LOCA) durchgeführt. Dabei konnte nachgewiesen werden, dass das FeCrAl-ODS-Hüllmaterial in einem weiten Innendruck- und Temperaturbereich eine gute Beständigkeit gegen Bersten (Bruch) und ein gutes Verhalten gegenüber Quenching besitzt. Für weitere mechanische Bewertungen wurde ein Zugversuch bei 150 °C mit FeCrAl-ODS-Proben durchgeführt, die zuvor mit bis zu 3,9 dpa bei 300 °C bestrahlt worden waren. Die Einheit dpa steht dabei für „displacements per atom“ und die Größe gibt an, wie oft jedes Atom des Werkstoffs

¹ Laut Safety Evaluation Report /NRC 20/ handelte es sich um Brennelemente von GE in 10 x 10 Anordnung mit anfänglicher Anreicherung von U-235 auf 1,5 % bis 5 %, einem Abbrand von 72 GWd/t und einem Pelletdurchmesser von mindestens 0,784 cm. Die Abmessungen des Hüllrohrs werden nicht genannt.

während der Bestrahlung durchschnittlich durch Kollisionen von seiner Position versetzt wurde. In Leichtwasserreaktoren im Normalbetrieb wird ein Hüllrohr bei einem Abbrand von 40 GWd/t etwa 20 dpa erfahren haben /IAE 07/. Dabei wurden keine signifikanten Verschlechterungen der Duktilität beobachtet. Die Versuche wurden gemäß /SAK 23/ fortgeführt. Der Zugversuch wurde in einer heißen Zelle mit Proben vom Typ SS-J2 bei Umgebungstemperaturen von 573 K und 623 K und einer Dehnungsgeschwindigkeit von 10^{-3} s^{-1} durchgeführt. Die Strahlungshärtung und der Duktilitätsverlust, die bei 7,8 dpa und 13 dpa durchgeführt wurden, waren mit denen bei 3,9 dpa vergleichbar, sodass von einer Sättigung des Effekts auszugehen ist.

Hinsichtlich der Fortschritte bei der weiteren Modellierung der thermomechanischen Leistung unfalltoleranter Brennstoffe /ARA 23/ berichtet das spanische CIEMAT von der Erweiterung und Validierung von Brennstoffleistungs-codes für die Simulation von ATF-Brennstoffen. Im Rahmen der dort durchgeführten Arbeiten wird auch von entsprechenden Erweiterungen des FRAP-Codes zum Thema FeCrAl-Hüllrohr berichtet. Hier wurde u. a. die Ballonreaktion von FeCrAl unter Bedingungen eines Unfalls mit Kühlmittelverlust bewertet, die im Rahmen des koordinierten Forschungsprojekts (CRP) ATF-TS der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEA) durchgeführt wurden.

2.1.3 SiC/SiC-Komposit Hüllrohre

Außer SiC/SiC-Kompositwerkstoffen wurden für Hüllrohre insbesondere zwischen 2010 und 2017 auch Arbeiten zu Hüllrohren aus Molybdänlegierungen veröffentlicht. Aus den letzten Jahren sind hierzu jedoch keine nennenswerten weiteren Entwicklungen erkennbar, sodass dieses Konzept an dieser Stelle nicht weiter betrachtet wird.

Mehrere Siliziumkarbid (SiC)-Verbundwerkstoffe werden für den industriellen Einsatz von Framatome sowie von Westinghouse entwickelt. Bestandteil dieser Technologie ist, dass SiC-Fasern zu „beliebig“ strukturierten Formen gewebt und dann anschließend mit zusätzlichem Siliziumkarbid imprägniert werden, um ein starres Rohr zu bilden. Die Eigenschaften dieser Verbundwerkstoffe werden stark von den Matrixverarbeitungsmethoden, der Faserarchitektur und -orientierung sowie den Grenzflächenmaterialien beeinflusst /DAR 22/. Es gibt unterschiedliche Faserdesigns (z. B. SA3 und HNLS), wobei die Fasern typischerweise aus β -SiC bestehen und Korngrößen im Bereich von mehreren zehn bis Hunderten von Nanometern aufweisen. Das Faser-Matrix-Grenzflächenmaterial besteht typischerweise aus pyrolytischem Kohlenstoff (PyC). Die potenziellen Vorteile von SiC-Beschichtungen sind:

- Die Bewahrung seiner strukturellen Integrität auch bei sehr hohen Temperaturen, sogar weit oberhalb der Temperatur der Urandioxidschmelze
- Eine verringerte Hochtemperatur-Dampfoxidation, die sich in längeren Standzeiten und geringerer Wasserstofferzeugung unter Auslegungsbedingungen und bei schweren Unfällen vorteilhaft auswirkt
- Ein geringer Absorptionsquerschnitt für thermische Neutronen

Die potenziellen Herausforderungen des SiC-Hüllrohrs, die es zu bewältigen gilt, sind:

- Die erhöhte Durchlässigkeit gegenüber Spaltgasen
- Die vorhandene Anfälligkeit für Korrosion bereits während des normalen Reaktorbetriebs kann zu einem Massenverlust des SiC und zu einer Schwächung des Hüllrohrs führen.
- Die Notwendigkeit, alle Teile (d. h. konkret auch die Endkappen) so herzustellen, dass diese gasdicht aufgebracht werden können. Hier werden verschiedene Möglichkeiten, wie Verklebungen, aber auch ein mögliches „mechanisches“ Aufschrauben der Endkappen, erwogen. Parallel werden Kombinationen mit unterschiedlichen Techniken evaluiert.
- Die mangelnde Duktilität kann ein Problem im Betriebsbereich von Leistungstransienten, möglichen Betriebsereignissen und postulierten Unfällen sein.
- Bei Temperaturen über 1.127 °C reagiert SiC mit Wasserdampf zu festem Siliziumdioxid (SiO_2) sowie Kohlenmonoxid, aber auch Wasserstoffgasen.
- Die an der Oberfläche entstehende Kieselsäure kann zusätzlich mit Wasserdampf interagieren und eine Verflüchtigungsreaktion bewirken. Die kombinierten Oxidations- und Verflüchtigungsreaktionen können dabei zu einer paralinearen Kinetik führen.

SiC-Hüllrohre befinden sich derzeit im Forschungs- und Entwicklungsstadium, wobei durch den weltweiten Fokus auf diesem Thema der Fortschritt als weitaus überdurchschnittlich einzuschätzen ist.

Zur Unterdrückung der hydrothermischen Korrosion von SiC wurden verschiedene Oberflächenbeschichtungen untersucht. Basierend auf den Haltbarkeitsbewertungen, z. B. in simulierten Siedewasserreaktorumgebungen bei normaler Wasserchemie, jedoch ohne

Bestrahlung, aber auch in einer inerten Umgebung mit Neutronenbestrahlung in einer Druckwasserreaktorumgebung, konnten mittels PVD aufgebrachte Cr-Beschichtungen als besonders vielversprechende Kandidaten identifiziert werden. Ebenfalls untersucht wurden 10 – 20 µm dicke Ti-Beschichtungen mit einer Cr-Bindeschicht zum SiC. Es konnten dabei, trotz unterschiedlicher Schwellwerte von Beschichtung und Substrat, keine Delaminierungen oder auftretenden Risse erkannt werden. Untersuchungen zum Verhalten unter schweren Unfallbedingungen stehen für diese Materialpaarungen jedoch noch an.

Um den erhöhten Sicherheitsspielraum der SiC-Umhüllung zu überprüfen, berichten chinesische Forschungseinrichtungen über ein Poolsiedeexperiment in entionisiertem Wasser bei Atmosphärendruck /LEI 23/. Der gemessene maximale Wärmefluss des SiC betrug dabei 600,2 kW/m². Basierend auf dem Blasenverhalten bei niedrigem Wärmefluss (23,69 kW/m²), das mit einer hochauflösenden Kamera aufgezeichnet wurde, wurde ein Wärmeübertragungsmodell des SiC-Hüllmaterials entwickelt. Die gemessenen und vorhergesagten Wärmeflusswerte stimmten innerhalb einer Grenze von ± 20 % gut überein. Neben einer Unterstützung der weiteren Forschungsarbeiten leisten solche Modellierungen einen wesentlichen Beitrag zu einer späteren Lizenzierung.

2.2 Brennstoffkonzepte

Die Optimierung des Brennstoffs selbst hat neben der Verbesserung der Eigenschaften hinsichtlich der Sicherheit im Betrieb und bei Unfällen auch das Ziel, durch eine bessere Ausnutzung des Brennstoffs die Wirtschaftlichkeit zu erhöhen und die Menge der anfallenden Abfälle zu verringern. Dazu werden eine höhere Anreicherung und ein erhöhter Abbrand angestrebt. Verbesserte Sicherheitseigenschaften sollen insbesondere durch Dotierung von UO₂-Brennstoff oder neuartige Brennstoffverbindungen, wie beispielsweise Urannitrid, Uransilizid oder metallischen Brennstoff, erzielt werden.

2.2.1 Höhere Anreicherung

Als einer der kurzfristig zu erreichenden Punkte im ATF-Konzept wird eine höhere Anreicherung von aktuell maximal 5 % auf dann bis zu 10 % gesehen. Dazu arbeiten Brennstoffanbieter und Betreiber an der Schaffung einer entsprechend detaillierten Datenlage für die technischen und administrativen Schritte. Derzeit besagen die NRC-Vorschriften, dass der Uran-235-Anreicherungsgrad im Brennstoff von

Leistungsreaktoren nicht mehr als 5 Gewichtsprozent betragen darf, es sei denn, es werden erhebliche zusätzliche Beschränkungen, Anlagensysteme oder Analysen implementiert. Um eine Genehmigung für Brennstoff mit einer erhöhten Anreicherung zu erhalten, müssen Hersteller und Betreiber in den USA voraussichtlich Ausnahmen von entsprechenden NRC-Vorschriften beantragen, bzw. es müssen Lizenzen angepasst werden, um die zulässigen Anreicherungsgrade zu ändern und so die Möglichkeit zu schaffen, Erfahrungen sammeln zu können. Die Vorteile einer erhöhten Anreicherung sehen die Brennstofflieferanten und die Betreiber von Leistungsreaktoren wie folgt:

- Erhöhte betriebliche Flexibilität
- Weniger Brennstoff muss angeschafft werden.
- Ein höherer Abbrand kann erreicht werden.

Ein bedeutender Nachteil der höheren Anreicherung ist, dass in der Folge höhere Anforderungen an die Kritikalitätssicherheit zu stellen sind und die Sicherheitsmargen derzeit genutzter Transport- und Lagersysteme für höher angereicherten Brennstoff unter Umständen nicht ausreichen /NEI 19/. Anlagen am Front-End des Brennstoffkreislaufs müssen für die höhere Anreicherung ausgestattet werden und die erforderliche Änderung ihrer Genehmigung einholen /DIA 09/. Weitere Nachteile ergeben sich aus der beabsichtigten Verwendung des höher angereicherten Brennstoffs bis hin zu einem vergleichsweise hohen Abbrand. Sowohl durch die längere Bestrahlungsdauer mit verstärkter Korrosion als auch die größere Menge gebildeter Spaltprodukte und dadurch höheren Hüllrohrinnendruck sind Brennstäbe mit Brennstoff bei hohem Abbrand insgesamt höheren Belastungen ausgesetzt und müssen daher in ihren Eigenschaften verbessert werden, um ein Versagen dennoch zu verhindern. Zudem ist für Brennstoff mit hohem Abbrand eine längere Lagerdauer im Abklingbecken erforderlich, bevor eine Überführung in ein Trockenlager erfolgen kann /ALV 16/.

Eine Erhöhung des Anreicherungsgrades hat dabei weitreichende Auswirkungen auf den gesamten Kernbrennstoffkreislauf. Zu den potenziellen regulatorischen Fragen sind zusätzlich viele Einzelaktivitäten notwendig, um eine erhöhte Anreicherung durchzuführen. Zu diesen Aktivitäten gehören unter anderem:

- Kritikalitätssicherheitsanalysen und Anlagenänderungen für Brennstoffanreicherungs- und Fertigungsanlagen

- Entwicklung von Transportbehältern für UF₆, UO₂ und neue Brennelemente mit den neuen Kenndaten
- Änderungen an Quelltermberechnungen basierend auf den neuen Konfigurationen
- Änderung/Erweiterungen der Codes für die Analyse von Reaktorbrennstoffen
- Kritikalitätssicherheitsanalyse von Abklingbecken (Spent Fuel Pool, SFP) und Modifikationen für höhere Wärmelasten
- Entwicklung und Analyse von Trockenlagerbehältern mit den erweiterten Anforderungen

Für die Umsetzung einer erhöhten Anreicherung, Regelsetzung und Entwicklung von Leitlinien ist die NRC zunehmend angehalten, bereits im Vorfeld, d. h. proaktiv die Änderung/Festlegung von Vorschriften anzugehen, um unnötige Ausnahmeanträge zu reduzieren und eine höhere regulatorische Effizienz und Konsistenz zu ermöglichen. Dies hat jedoch unter der Prämisse der weiterhin zu gewährleistenden Sicherheit zu erfolgen. Dazu hat die NRC das Dokument SECY-21-0109 /NRC 21/ mit dem Titel „Rulemaking Plan on Use of Increased Enrichment of Conventional and Accident Tolerant Fuel Designs for Light Water Reactors“ überprüft, mit Hilfe dessen die potenziellen regulatorischen Auswirkungen von Brennstoffen mit erhöhter Anreicherung auf die neue Zielsetzung überprüft werden können. Ebenso sind die potenziellen Kosten und Vorteile sich ändernder regulatorischer Anforderungen, die sich auf ihre Verwendung auswirken, zu ermitteln und zu bewerten. Dazu wurde das Dokument SRM-SECY-21-0109 /NRC 21a/ herausgegeben. Die Kommission hat den Vorschlag des Stabs gebilligt, eine Regelsetzung einzuleiten, um die Anforderungen für die Verwendung von Leichtwasserreaktorbrennstoff, der auf mehr als 5,0 Gewichtsprozent Uran-235 angereichert ist, damit anzugehen. Wenn Lizenznehmer Anträge vor der endgültigen Regelung einreichen, prüft die NRC die Ausnahmen von Fall zu Fall. In der Tschechischen Republik und in Finnland ist eine Anreicherung von U-235 über 5 % aus regulatorischer Sicht möglich, wenn nachgewiesen wird, dass dennoch alle Sicherheitsvorgaben eingehalten werden. In Frankreich verfügt die Anreicherungsanlage George Besse II über die Genehmigung zur Anreicherung von U-235 auf bis zu 6 %. Für Transport und Behälter besteht aber der Grenzwert von 5 %. In der Slowakei ist es möglich, den Einsatz von höher angereichertem Brennstoff zunächst für zwei Jahre innerhalb bestehender betrieblicher Grenzwerte genehmigen zu lassen und im Falle positiver Betriebserfahrung aus diesem Zeitraum eine Genehmigung für den Einsatz von höher angereichertem Brennstoff für weitere zwei

Jahre mit geänderten betrieblichen Grenzwerten zu erhalten. Hier ist eine Umweltverträglichkeitsprüfung erforderlich. In Schweden machte das Besteuerungssystem die Verwendung von höher angereichertem Brennstoff unattraktiv /IAE 20/. Ob diesbezüglich im Rahmen der aktuellen Überarbeitung des kerntechnischen Regelwerks Änderungen vorgesehen sind, ist nicht bekannt. In Großbritannien wird der Aufbau einer inländischen Lieferkette für HALEU-Brennstoff angestrebt, jedoch insbesondere im Hinblick auf den geplanten Einsatz von Hochtemperaturreaktoren und anderen fortschrittlichen Reaktorkonzepten /GOV 24/.

Mit den Reaktor-Analysetools CASMO-5 und SIMULATE-3 von Studsvik hatte das EPRI unter Einbeziehung von Messdaten aus den Kernkraftwerken Catawba und McGuire analytische Methoden zur Bestimmung der Reaktivität in Abhängigkeit vom Abbrand sowie zur Quantifizierung der Unsicherheit in dieser Berechnung der Reaktivitätsabnahme entwickelt /EPR 19/. Im Oktober 2023 wurde ein neuer technischer Bericht veröffentlicht, in dem die Ausweitung dieser Arbeiten auf ATF erläutert wird. Unter ATF wird dabei Brennstoff mit einer Anreicherung von U-235 auf 5 % bis 8 %, einem Abbrand zwischen 10 GWd/t und 90 GWd/t und/oder unfalltoleranten Eigenschaften (Cr-beschichtete Hüllrohre und dotierter UO₂-Brennstoff) verstanden. Die für die Berechnung und Beurteilung der Unsicherheit in der Bestimmung der Reaktivität angewendeten Methoden sind dabei von der in der Vorarbeit verwendeten Methodik abgeleitet. Die Verarmung des Brennstoffs auf gitterphysikalischer Ebene wurde entsprechend mit CASMO-5 berechnet und ein basierend auf vorherigen Analysen modellierter Faktor für den erhöhten Abbrand darauf angewendet. Die Analyse zeigt, dass die Analysen des Brennstoffs mit erhöhter Anreicherung und erhöhtem Abbrand keine signifikanten Unterschiede bezüglich der Unsicherheit aufweisen, auch wenn unfalltolerante Eigenschaften mitberücksichtigt werden. Durch eine Ähnlichkeitsbewertung mit TSUNAMI wurden die Ergebnisse bestätigt. Bei TSUNAMI handelt es sich um ein Rechentool innerhalb des SCALE Code-Systems, das vom ORNL für Analysen der Reaktorphysik, Kritikalitätssicherheit und der Abschirmung gegen ionisierende Strahlung eingesetzt wird. Mit Hilfe von TSUNAMI erfolgt dabei die Analyse der Sensitivität und Unsicherheiten. Ein weiteres Ergebnis der Untersuchung ist, dass das Kopp-Memorandum² für Brennelemente im Abklingbecken auch bei

² Bezüglich der Unsicherheit der Verarmung des Brennstoffs mit zunehmendem Abbrand konstatiert das Kopp-Memorandum: Eine Unsicherheit der Reaktivität aufgrund einer Unsicherheit in der Berechnung der Brennstoffverarmung sollte ausgearbeitet und mit anderen Unsicherheiten der Berechnung kombiniert werden. Wurde die Unsicherheit nicht anderweitig ermittelt, ist die Annahme einer Unsicherheit von 5 % der Reaktivitätsabnahme beim betrachteten Wert für den Abbrand zu akzeptieren /NRC 11/.

einer Anreicherung von 8 % U-235 und einem Abbrand von 10–90 GWd/t sowie den betrachteten unfalltoleranten Eigenschaften des Brennstoffs anwendbar bleibt /EPR 23/.

Die Validierung des neutronischen Codes für eine erhöhte Anreicherung wird mithilfe von ICSBEP-Bewertungen (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project) erreicht, um zu zeigen, dass die Codes akzeptable Ergebnisse liefern, die mit den Ergebnissen von Bewertungen für eine Anreicherung von weniger als 5 Gew.-% vergleichbar sind.

Lizenzierungsanträge im Zusammenhang mit einer erhöhten Anreicherung, die bei der NRC eingegangen sind, sind in Tab. 2.4 gelistet. (Anmerkung: Die Auflistung soll dabei weniger den Inhalt, sondern mehr die dahinterstehende Dynamik der Akteure zu diesem Thema widerspiegeln.)

Tab. 2.4 Erhöhte Anreicherung /NRC 23a/

Art	Einreichung	Antragsteller	Beschreibung	NRC-Bewertung
Aktueller Bericht	29.01.2021	Fram-atome	ANP-10353P, Revision 0, „Erhöhte Anreicherung für Druckwasserreaktoren (DWR)“	22.03.2023
Themenbericht zu drei Aktionen	17.12.2021	Global Nuclear Fuel	Revision 4 der LANCR02-Gitterphysikmodellbeschreibung und Revision 0 der LANCR02/PANAC11-Anwendungsmethodik	21.08.2023
Antrag auf Lizenzänderung	30.06.2023	Vogtle Units 1 and 2	Antrag auf Genehmigung der Verwendung von vier LTA mit beschichteter Ummantelung, dotierten Pellets und mit bis zu sechs Gewichtsprozent U-235 angereicherten Brennstoffpellets	01.08.2023
Aktueller Bericht	31.10.2022	Global Nuclear Fuel	Implementierung von LANCR02/PANAC11	
Aktueller Bericht	28.06.2023	Westinghouse	WCAP-18773, Höhere Anreicherung für Brennstoffdesigns von Westinghouse und Combustion Engineering	

2.2.2 Höherer Abbrand

Neben der Umsetzung der kurzfristigen ATF-Konzepte Chrom-beschichtete Umhüllung, dotierte Pellets und FeCrAl-Hüllmaterial prüfen Brennstofflieferanten und Betreiber die Möglichkeit einer Erhöhung der Abbrandgrenze auf 75–80 GWd/t. Die aktuelle Obergrenze für den Abbrand variiert geringfügig zwischen den drei Brennstoffanbietern, entspricht jedoch im Durchschnitt ca. 62 GWd/t. Dieser Grenzwert ist, basierend auf den

von der NRC genehmigten Brennstoffanalysemethoden, in jeder einzelnen von der NRC ausgestellten Lizenz enthalten. Um diese Abbrandgrenze zu erhöhen, müssen Betreiber eine Änderung der Betriebsgenehmigung vornehmen lassen und eine technische Begründung vorlegen, dass der Brennstoff während des Betriebs und nach der Entnahme aus dem Reaktor sicher bleibt. Als Vorteile eines höheren Abbrands werden dazu konkret angeführt:

- Längere Reaktorzyklen – Reaktoren können zwischen Revisionen länger betrieben werden.
- Es müssen weniger Brennelemente gekauft werden und durch die bessere Ausnutzung des Brennstoffs würden Ressourcen geschont.

Zu den Konsequenzen eines höheren Abbrands zählen erhebliche Auswirkungen auf den Leistungsbetrieb und die Länge des Kernbrennstoffzyklus. Für eine Änderung der Betriebsgenehmigung sind folgende Punkte darzulegen:

- Aktualisierung der Auslegungsgrundlagen und Sicherheitsanalysen bei höheren Abbrandwerten
- Aktualisierung der benutzten Brennstoffanalysemodelle, die Brennstoffverhalten und -Leistung vorhersagen, um die bei höherem Abbrand auftretenden Effekte zu erfassen
- Änderungen an den zugrunde gelegten Quelltermberechnungen
- Entwicklung von Transport- und Trockenlagerbehältern für Brennstoff mit höherem Abbrand
- Sicherheitsanalysen bezüglich der Kritikalitätssicherheit von Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente und notwendige Modifikationen für die zu erwartenden höheren Wärmelasten
- Klärung der sonstigen technischen Herausforderungen wie z. B. Fragmentierungen, Verlagerung und Verteilung von Brennstoff innerhalb der Brennstabhülle
- Festlegung, dass Aktivitäten im Zusammenhang mit einer Erhöhung des Abbrandes, die die NRC erhält, bei ATF-bezogenen Maßnahmen in einem separaten Punkt dargestellt werden

Zum spezifischen Thema der Brennstoff-Fragmentierung, -Umlagerung und -Verteilung (Fuel fragmentation, relocation, and dispersal, FFRD) während des Leistungsreaktorbetriebs sind zusätzliche Erläuterungen zu berücksichtigen:

- Während des Betriebes unterliegen Brennstoffpellets mikroskopischen und makroskopischen Veränderungen.
- Unter Unfallbedingungen können Brennstoffpellets aufgrund expandierender Spaltgasblasen, thermischer Belastung, Verlust der mechanischen Beanspruchung oder mechanischer Belastung brechen.

Daher ist auch das Forschungsinformationsschreiben der NRC zur Fragmentierung, Verlagerung und Verbreitung von Brennstoffen /COR 22/ zu erwähnen. Darin wird darauf hingewiesen, dass umfangreiche Untersuchungen zur Brennstoff-Fragmentierung sowie zur -Umlagerung und -Verteilung während eines Unfalls mit Kühlmittelverlust durchgeführt wurden. Diese Forschung hat gezeigt, dass FFRD-Phänomene mit den Abbrandwerten des Brennstoffs korrelieren. Da der Betrieb von Anlagen mit höherem Brennstoffabbrand angestrebt wird, ist es wichtig, FFRD-bezogene Phänomene und deren Auswirkungen auf regulatorische Leistungskennzahlen (z. B. Spitzentemperatur des Hüllrohrs etc.) bei Lizenzanträgen zu verstehen und zu berücksichtigen. Dazu veröffentlichte das Office of Nuclear Regulatory Research (RES) der US-NRC einen Forschungsinformationsbrief (RIL), um die Interpretation der Ergebnisse von experimentellen Programmen zu FFRD zu kommunizieren und konservative, empirische Grenzen für FFRD-bezogene Phänomene zu definieren. Der RIL bietet eine Grundlage für die Beschränkung der Analyse von FFRD auf Regionen des Kerns mit spezifischen Merkmalen, der darauf basiert, dass Daten aus bisher durchgeführten experimentellen Programmen darauf hindeuten, dass die Feinfragmentierung von Brennstoffen mit einem durchschnittlichen Pelletabbrand von mehr als 55 GWd/t beschränkt ist /COR 22/.

Die axiale Brennstoffverlagerung ist auf Bereiche des Brennstabs beschränkt, die eine lokale Hüllrohrdehnung von mehr als drei Prozent aufweisen. Verlagerte Brennstoff-Fragmente können sogar zwischen 60–85 % der Brennstabquerschnittsfläche im Fall einer Brennstabverformung, d. h. dem „Ballooning“-Bereich eines Hüllrohrs, einnehmen /COR 22/.

Die Neigung zur Brennstoffverteilung hängt mit der Größe der Brennstoff-Fragmente und im Fall eines Verlusts der Hüllrohrintegrität, von der Größe der Berstöffnung zusammen. Dieser Effekt begrenzt effektiv die Brennstoffverteilung um die gleichen Parameter wie

die Feinfragmentierung und -Verlagerung (d. h. durchschnittlicher Pelletabbrand von mehr als 55 GWd/t und Hüllrohrdehnungen von mehr als 3 %). Schließlich deuten Daten aus bisher durchgeführten experimentellen Programmen darauf hin, dass während einer LOCA-Transiente erhebliche Mengen an Spaltgas freigesetzt werden können. Die vorübergehende Freisetzung von Spaltgas wird mit zunehmendem Abbrand immer bedeutender, wobei Freisetzungen von bis zu 20 % aus einem Brennstabsegment mit einem durchschnittlichen Abbrand von 70 GWd/t beobachtet werden. Während eines LOCA freigesetztes Spaltgas innerhalb des Stabes kann sich auf das Aufblähen und Bersten von Brennstäben und damit auf die Umlagerung und Verteilung des Brennstoffs auswirken. Hinsichtlich der Maßnahmen zur Genehmigung höherer Abbrände bereitet die NRC derzeit die Prüfung aktueller Berichte, die einen höheren Abbrand behandeln, vor /COR 22/.

Tab. 2.5 Höherer Abbrand /NRC 23a/

Art	Einreichung	Antragsteller	Beschreibung	NRC-Bewertung
White Paper	08.04.2023	Fram-atome	Regulatorisches Engagement für die Fragmentierung, Verlagerung und Verteilung von Brennstoffen mit hohem Abbrand	27.10.2023
Überarbeitung des aktuellen Berichts	17.03.2020	Westing-house	Vorgeschlagene Änderung Nr. 51 zu NEDE-24011-PA-29, General Electric Standardanwendung für Reaktorbrennstoff (GESTAR II). Schlägt einen neuen Anhang B vor, der einen Abschnitt enthält, um Testanordnungen für die Verwendung von „Leads“ mit höherem Abbrand zu ermöglichen	19.10.2020
Aktueller Bericht	14.12.2020	Westing-house	WCAP-18446-P / WCAP-18446-NP, Revision 0, „Inkrementelle Erweiterung der Abbrandgrenze für Brennstoffdesigns von Westinghouse und Combustion Engineering“	
Aktueller Bericht	31.12.2019	Fram-atome	BAW-10227P, Revision 2, „Evaluation of Advanced Cladding and Structural Material (M5) in PWR Reactor Fuel“	13.01.2023

Die Dokumente, die von Herstellern und Betreibern bezüglich Lizenzierungsmaßnahmen zum Thema höherer Abbrand bei der NRC eingegangen sind, sind in Tab. 2.5 zusammengefasst. (Anmerkung: Die Auflistung soll dabei weniger den Inhalt, sondern mehr die dahinterstehende Dynamik der Akteure zu diesem Thema widerspiegeln.)

2.2.3 Dotierter Brennstoff

Dotierte Pellets sind eine der kurzfristig erreichbaren Technologien, die von den Anbietern von Kernbrennstoffen verfolgt werden. Derzeit erforschen und testen Anbieter Brennstoffpellets, denen während des Herstellungsprozesses andere Elemente, sogenannte Dotierstoffe, beigemischt werden. Diese Dotierstoffe verändern die physikalischen Eigenschaften des entstehenden Brennstoffpellets. Brennstoffanbieter argumentieren, dass zu den möglichen Vorteilen von dotierten Pellets folgende Vorteile gegenüber bestehenden Konstruktionen gehören:

- Reduzierte Steifigkeit des Brennstoffpellets, um das Risiko von Beschädigungen der Umhüllung zu verringern, was einen flexibleren Anlagenbetrieb unterstützen kann
- Erhöhte keramische Korngröße zur Förderung der Spaltgasretention im Brennstoffpellet, wodurch die radioaktiven Gase, die bei einem postulierten Unfall freigesetzt würden, verringert werden

Dotierte Pellets wurden bereits von der NRC für Siedewasserreaktoren für Brennstoffe von Global Nuclear Fuels und Framatome zugelassen. Dotierte Pellets wurden im KKW Brunswick Steam Electric Plant, Block 1 und 2, chargenweise geladen. Westinghouse und Framatome entwickeln derzeit dotierte Pellets für Druckwasserreaktoren. Als Teil dieser Entwicklung wurden LTA in US-Leistungsreaktoren eingesetzt.

Lizenzierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit dotierten Pellets, die bei der NRC eingegangen sind, sind in Tab. 2.6 dargestellt. (Anmerkung: Die Auflistung soll dabei weniger den Inhalt, sondern mehr die dahinterstehende Dynamik der Akteure zu diesem Thema widerspiegeln.)

Tab. 2.6 Genehmigungmaßnahmen im Zusammenhang mit dotierten Pellets
/NRC 23a/

Art	Einreichung	Antragsteller	Beschreibung	NRC-Bewertung
Aktueller Bericht	31.12.2015	Global Nuclear Fuel	NEDO-33406-A, Revision 3	09.11.2025
Aktueller Bericht	29.04.2016	Framatome	ANP-10340P, Revision 0	31.05.2018
Transportgenehmigung	09.06.2018	Westinghouse	Sondergenehmigung für den Transport von Brennstäben mit Uransilizid-Pellets und dotierten Pellets in einer Traveler-Transportverpackung	20.12.2018

Art	Einreichung	Antragsteller	Beschreibung	NRC-Bewertung
Antrag auf Lizenzänderung	08.03.2028	Byron	Anfrage zum Einsatz von ATF LTA	03.04.2019
Antrag auf Lizenzänderung	11.10.2018	Brunswick	Antrag auf Überarbeitung der technischen Spezifikation 5.6.5b, um die Anwendung fortschrittlicher Framatome Atrium 11-Brennstoffmethoden zu ermöglichen	03.06.2020
Antrag auf Lizenzänderung	15.07.2019	Susquehanna Units 1 & 2	Antrag auf Genehmigung der Anwendung fortschrittlicher Framatome Atrium 11-Brennstoffmethoden	21.01.2012
Antrag auf Lizenzänderung	12.12.2019	Calvert Cliffs	Anforderung für Verwendung von LTA, die eine chrombeschichtete Ummantelung und dotierte Pellets enthalten.	26.01.2021
Überarbeitung der Konformitätsbescheinigung	04.06.2020	Westinghouse	Transportpaket für beschichtete Ummüllungen dotierter Pellets und mit 7 Gewichtsprozent angereicherten Brennstoff	15.09.2020
Aktuelle Bericht	04.06.2020	Westinghouse	WCAP-18482-P/WCAP-18482-NP, Revision 0, „Westinghouse Advanced Doped Pellet Technology (ADOPT™) Fuel“	13.06.2022
Aktueller Bericht	28.06.2021	Framatome	ANP-10340P, Rev. 0, „Integration von chromoxid-dotierten Brennstoffeigenschaften in Framatome-PWR-Methoden“	16.10.2023
Antrag auf Lizenzänderung	28.06.2021	Browns Ferry Units 1,2, & 3	Antrag auf Genehmigung der Anwendung fortschrittlicher Framatome-Methoden und der Übernahme von TSTF-564-A, Revision 2, „Sicherheitsgrenzwert MCPR“ zur Unterstützung der Brennstoffnutzung ATRIUM 11.	13.01.2023
Antrag auf Lizenzänderung	29.07.2021	Monticello	Antrag auf Zulassung überarbeiteter Methoden zur Bestimmung der Kernbetriebsgrenzwerte, um den Brennstoffverbrauch von ATRIUM 11 zu unterstützen.	13.01.2023

Hinsichtlich der Fortschritte bei der weiteren Modellierung der thermomechanischen Leistung unfalltoleranter Brennstoffe berichtet das spanische CIEMAT in /ARA 23/ von der Erweiterung und Validierung von Brennstoffleistungscores für die Simulation von ATF-Brennstoffen. Dort wird von den Erweiterungen des FRAP-Codes für die Modellierung Cr-dotierten UO_2 -Brennstoffs berichtet. Im Detail wurden z. B. die Spaltgasfrei-

setzung und die mechanische Wechselwirkung zwischen Cr-dotiertem UO_2 und der Pellet-Hülle während der Bestrahlung anhand experimenteller Daten bewertet. Diese Arbeit wurde im Rahmen des CRP ATF-TS der IAEA durchgeführt.

Von Seiten des koreanischen Kernenergie-Forschungszentrums KAERI, wo auch an Mikrozellen- UO_2 -Brennstoffpellets geforscht worden war, wurde zuletzt von Dotierungen des UO_2 -Brennstoffs mit $\text{MnO-Al}_2\text{O}_3$ bzw. mit Cr_2O_3 berichtet. Die Dotierung mit 1.000 ppm $\text{MnO-Al}_2\text{O}_3$ führt zu einer Verdichtung und vergrößerter durchschnittlicher Korngröße von 50 μm gegenüber 8 μm beim undotierten Brennstoff. Für die Dotierung mit Cr_2O_3 schlägt KAERI einen Sinterprozess vor, der eine Verringerung des Cr_2O_3 -Gehalts bei dennoch großer Korngröße ermöglicht [YAN 22]. Mikrozellen- UO_2 -Pellets werden in den aktuellen Arbeiten des KAERI nicht mehr erwähnt.

2.2.4 Urannitrid-Brennstoff

Die Firma Westinghouse arbeitet mit dem Idaho National Laboratory (INL) in der Urannitrid-Pellet Entwicklung zusammen. Ursprünglich wurde Uransilizid (U_3Si_2) für die Verwendung in LTA untersucht. Im Laufe der Forschungen stellte Westinghouse jedoch fest, dass U_3Si_2 für die zukünftige Entwicklung keine ausreichende Tragfähigkeit besitzt, und änderte den Fokus um das Jahr 2020 zugunsten des Urannitrid um. Die potenziellen Vorteile von UN-Brennstoffpellets sind:

- Erhöhung der Dichte von Uran, was eine höhere Leistung oder längere Brennstoffzyklen fördert
- Hoher Schmelzpunkt
- Geringe parasitäre Neutronenabsorption
- Die Erhöhung der Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs führt zu niedrigeren Betriebstemperaturen.

Die potenziellen Herausforderungen von UN-Brennstoffpellets, die es dabei noch zu bewältigen gilt, sind:

- Für die UN-Produktion wird ein seltenes Stickstoffisotop (^{15}N) benötigt. Hier könnte eine laserbasierte Technik zur Isotopenherstellung forciert werden.
- Die hohe und unerwünschte chemische Reaktionsgeschwindigkeit mit Leichtwasser-Reaktorkühlmitteln bei Nennbetriebstemperaturen.

UN-Pellets befinden sich derzeit in der Forschung und Entwicklung. Die NRC verfolgt weiterhin die Entwicklungen dieser Technologie. Zur Frage der Beschaffung/Herstellung des seltenen ^{15}N Stickstoffisotops könnte eine laserbasierte Herstellung die Beschaffung erleichtern.

2.2.5 Uransilizid-Brennstoff

Wie das UN gehört auch Uransilizid (U_3Si_2) zu den Uranverbindungen mit erhöhter Brennstoffdichte. Gegenüber UO_2 ist sie um 17 % erhöht. Auch das Uransilizid weist eine höhere Wärmeleitfähigkeit auf, die mit steigender Temperatur weiter zunimmt /NUC 24/. Dies führt zu bedeutend geringeren durchschnittlichen Brennstofftemperaturen im Normalbetrieb und verringert die Neigung zu FFRD. Vor dem Umschwenken auf UN-Brennstoff hatte Westinghouse auch an der Entwicklung von U_3Si_2 Brennstoffpellets gearbeitet. Im KKW Byron sind solche Pellets in LTR testweise im Einsatz. Im Vergleich zu UN sind jedoch die Eigenschaften bezüglich des Oxidationsverhaltens von U_3Si_2 schlechter /KAR 22/. In Russland wird am Bochvar Forschungsinstitut für anorganische Werkstoffe die Entwicklung von U_3Si_2 -Pellets weiterhin verfolgt /NEI 22/.

Außer der Verbindung U_3Si_2 wird vereinzelt auch die Verbindung U_3Si_5 als Alternative untersucht. Wegen der im Vergleich zu U_3Si_2 geringeren Urandichte, ihres unakzeptablen Schwellverhaltens und geringeren Schmelzpunkts erhält sie jedoch weniger Beachtung und wurde auch in /NEA 18/ nicht mit aufgenommen. Am Oak Ridge National Laboratory wurde jedoch zuletzt noch eine Nachbestrahlungsuntersuchung von U_3Si_5 und dem Komposit-Brennstoff UN- U_3Si_5 bei geringem Abbrand von nicht mehr als 10–15 GWd/t durchgeführt. Die Bestrahlung war im Advanced Test Reactor erfolgt. Zerstörungsfreie und zerstörende Prüfverfahren zeigten im Anschluss ein gutes Verhalten der Brennstoffvarianten unter Bestrahlung. Es waren keine Änderungen der Abmessungen der Rodlets, Risse oder Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen erkennbar. Die Lücke zwischen Pellets und Hüllrohren war offengeblieben. Die UN- U_3Si_5 -Pellets wiesen Mikrorisse in den U_3Si_5 -Phasen auf, jedoch auch bereits im unbestrahlten Zustand. Blasen gasförmiger Spaltprodukte waren nicht erkennbar und die Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte war gering. Insgesamt legen diese Ergebnisse also ein akzeptables Verhalten bezüglich Spaltgasen und des Anschwellens nahe /HAN 23/. Fraglich bleibt, ob dieses vorteilhafte Verhalten auch bei höherem Abbrand, der für die Verwendung in Leistungsreaktoren relevant wäre, bestehen bleibt.

2.2.6 Extrudierter metallischer Brennstoff

Das Unternehmen Lightbridge befindet sich in der Entwicklungsphase eines neuen Brennstoffdesigns, bei dem ein extrudierter Metallstab aus einer Zirkonium-Uran-Matrix in einer Zirkoniumlegierung integriert ist, um folgende potenziellen Vorteile des extrudierten metallischen Brennstoffs zu nutzen /NRC 24/:

- Signifikante Erhöhung der Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs (im Vergleich zu keramischen Brennstoffen), wodurch eine weitere Reduktion der Betriebstemperatur erreicht werden kann
- Vollständige Rückhaltung von Spaltprodukten im Brennstoff, sodass beim Bersten eines Hüllrohrs keine Freisetzung erfolgt
- Ermöglichung einer höheren Leistung und längerer Brennstoffzyklen

Diesen Vorteilen stehen jedoch bislang folgende, noch zu bewältigende Herausforderungen gegenüber:

- Bedingt durch die geringe Dichte von Uran in der Zirkonium-Uran-Matrix, zumindest bezogen auf die Urandichte in Urandioxid-Brennstoff, ist eine höhere U-235-Anreicherung notwendig (bis zu 19,8 %). Dies ist weitaus höher als die derzeit maximal angestrebte Anreicherung von bis zu 10 % für die ATF-Technologien. Die erhöhte Anreicherung birgt in der Konsequenz auch ein höheres Kritikalitätsrisiko und erfordert an vielen Stellen besonders weitreichende Modifikationen von bestehenden Strukturen.
- Für Leichtwasserreaktoren liegen nur wenige Daten und Erfahrungen vor.

Somit kann festgestellt werden, dass extrudierter metallischer Brennstoff sich noch in der Forschung und Entwicklung befindet. Die NRC verfolgt weiterhin die Entwicklungen zu dieser Technologie. Im März 2024 gab Lightbridge bekannt, dass in der Entwicklung ein bedeutender Meilenstein erreicht worden sei. Dieser betrifft das Fertigungsverfahren für den Lightbridge Brennstoff. Am INL wurden dabei aus einer Legierung aus abgereichertem Uran und Zirkonium durch ein Extrusionsverfahren stabförmige Proben hergestellt. INL und Lightbridge werden diese nun analysieren, um die Eignung des Herstellungsverfahrens zu bestätigen. Anschließend sollen ähnliche Proben unter Verwendung von High-Assay Low-Enriched Uranium (HALEU) hergestellt werden /LIG 24/.

2.3 Stand der Aktivitäten einzelner Hersteller

Hauptakteure bei der Entwicklung von ATF sind die führenden Hersteller von Kernbrennstoffen, also Framatome, Westinghouse, GE Hitachi und GNF sowie TVEL.

2.3.1 Framatome

Die Firma Framatome hat den Anspruch, ein voll umfassendes Brennstoff- und Brennelement-Programm am Markt anzubieten.

Die Entwicklung des GAIA-Brennelementdesigns von Framatome ist darauf ausgerichtet, durch eine erhöhte Anreicherung und hohe Abbrände, 24-Monats-Zyklen in 17 x 17-Kernen zu ermöglichen /DOR 22/. Das GAIA-Design baut dabei auf den bereits einsatzerprobten M5_{Framatome}-Brennstabhüllen (mit einem optimierten Verhalten hinsichtlich Oxidation bzw. Wasserstoffaufnahme) auf, das gemäß Hersteller-Angabe für mehrere Brennstoffdesigns geeignet ist und bis zu Abbränden von aktuell 75 GWd/t eingesetzt werden könnte. Die Beibehaltung der M5_{Framatome}-Technik ist dabei auch durch das gute Verhalten hinsichtlich seines bestrahlungsinitierten Wachstums begründet. In Vogtle 2 werden GAIA-Brennelemente testweise auch mit PROtect-ATF (Cr-beschichtete M5_{Framatome}-Hüllrohre und Cr₂O₃-dotierter Brennstoff) eingesetzt. Parallel dazu sind bereits umfangreiche Testdatenbanken, die das Thema Unfallkriterien auf Designbasis unterstützen, verfügbar. Das nun eingesetzte kriechfeste Q12-Strukturmaterial, einschließlich der eingesetzten MONOBLOC-Führungsrohre mit großem Durchmesser, sollen eine übermäßige Brennstoffverformung und damit verbundene Betriebsprobleme, die bei erhöhten Belastungen auftreten könnten, verhindern. Die ersten GAIA-Einsätze begannen im Jahr 2020 nach verschiedenen 12- und 18-monatigen LTA-Programmen in Europa und den USA. Die GAIA-Strukturgitterkonfiguration wurde entwickelt, um die 8-Linien-Brennstabschnittstelle der bestehenden HTP-Designplattform von Framatome zu emulieren und Ausfälle durch Grid-To-Rod-Fretting (GTRF) unter den aggressivsten Kernbetriebsbedingungen zu reduzieren. Das GAIA-Design stützt sich auf die fortschrittlichen Codes und Methoden ARCADIA, GALILEO, COBRA-FLX, ARITA, AREA und S-RELAP5, um die Lizenzbedingungen der „Rechenbarkeit“, d. h. das Vorhandensein von geforderten Modell- und Codestrukturen erfüllen zu können.

Um einen maximalen durchschnittlichen Stababbrand von mehr als 62 GWd/t untersuchen zu können, wurden zwei Kernkonstruktionen für einen Standard-Druckwasserreaktor mit 17 x 17 BE-Konfiguration und 193 Brennelementen entwickelt und mittels des

kommerziellen STUDEVIK-Codepakets für die Kernentwurfs- und Optimierungsprozesse angepasst /HAL 22/. Über den Prüfcode FRAPCON4.1 (Steady-State-Brennstoffleistungscode der NRC), wurde eine vollständige Brennstoffleistungsbewertung durchgeführt, die die Charakterisierung relevanter Größen, wie Brennstofftemperaturen, Sammeldrücke, Spannungen und Dehnungen bei solchen Abbrandniveaus, ermöglicht. Auch wurde Gadoliniumoxid (Gd_2O_3) als abbrennbares Gift mit einer Konzentration von maximal 9 % bei dem Einsatz von 89/77 Brennelementen in einem 3-Chargen-Beladungsschema verwendet.

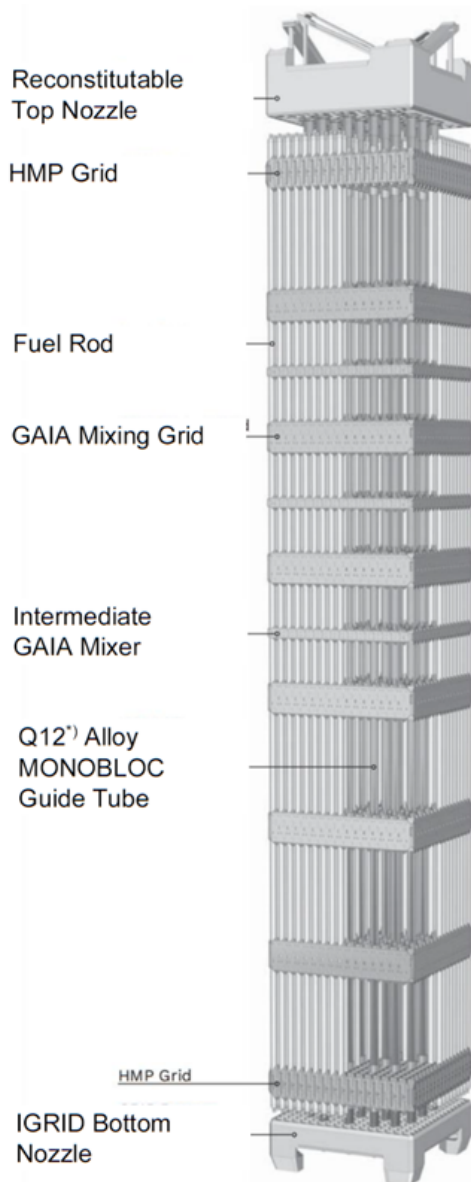
Das Ergebnis dabei war, dass der Kern dabei eine akzeptable Leistung im Hinblick auf verschiedene Randbedingungen des Designs in Bezug auf maximal zulässige Spitzenwerte und Borkonzentration aufweist. Die Brennstoffleistung ist dabei für den 18-monatigen Kern mit hohem Abbrand (< 68 GWd/t Spitzenwert) zufriedenstellend, während sie auch für den 24-monatigen Kernentwurfspfad bei hohem Abbrand (< 75 GWd/t Spitzenwert) potenziell auch noch lizenzierbar bleibt. Eine weitere dabei gewonnene Erkenntnis ist, dass der maximale Druck im Stabplenum als der am meisten einschränkende Parameter für die Brennstoffleistung anzusehen ist. Die Abb. 2.1 zeigt die für die Szenarien ermittelten Brennstoffleistungsindikatoren und Full Order Modelle (FOM).

FRAPCON run Core-wide max.\	Unit	HBC18		HBC24	
		Steady State	with power ramps	Steady State	with power ramps*
Max. rod avg. burnup	MWd/kgU	67.32	67.32	75.21	75.21
Max. fuel temperature	°K	2002	2122	1868	2126
Max. clad. avg. temperature	°K	644.1	648.3	641.7	649.9
Max. LHGR	kW/m	30.58	33.74	28.92	33.41
Max. plenum pressure	MPa	18.16	18.71	20.46	21.48
Max. FGR	%	11.53	12.07	25.59	25.99
Hoop stress range	MPa	[-90.67;318.9]	[-90.67;329.7]	[-111.3;245.3]	[-111.4;336.8]
Max. total hoop strain (FDM/FEA)	%	1.13/0.49	1.20	1.27/0.50	1.33
Max. permanent hoop strain (FDM/FEA)	%	0.84	0.89/0.30	1.01	1.07/0.27
Max. oxide thickness layer	um	14.27	14.27	15.79	15.80
Max. hydrogen concentration	ppm	85.24	85.24	93.35	93.35
Max. PCI-MPS failure risk	%	3.85	-	3.74	-
Max. PCI-SCC failure risk	%	0.41	-	0.49	-

**1096/6600 rods excluded for FRAPCON4.1 convergence reasons, steady state peak rods remain convergent with ramps.*

Abb. 2.1 Szenarien der ermittelten Brennstoffleistungsindikatoren und FOM
/HAL 22/

Die Akzeptanz des neuen Entladungsabbrands muss jedoch unter der Beachtung von vorhandenen Unsicherheiten und Auswirkungen postulierter Unfallszenarien weiter kontinuierlich beurteilt werden. Die folgende Abb. 2.2 zeigt ein GAIA-Brennelement mit den von Framatome hervorgehobenen Features.



Hohe thermische Leistung und Fretting-Beständigkeit

Der GAIA-Abstandhalter kombiniert das Mischprinzip der Flügelabstandhalter von Framatome (Mk-BW, AFA) mit der Reibfestigkeit des HTP-Abstandhalters, was zu einer erheblichen Weiterentwicklung des Abstandhalterdesigns führt.

Hohe Schmutzfiltereffizienz

Die GRIP-Bodendüse kombiniert Merkmale der TRAPPER- und FUELGUARD-Designs von Framatome und führt so zu einer verbesserten Filtereffizienz.

Hohe Gridstabilität

Der GAIA-Abstandhalter verfügt über einen günstigen Verformungsmodus bei seitlichen Belastungen, was zu einem hervorragenden Verhalten, auch unter seismischen Bedingungen, führt.

Hohe Dimensionsstabilität der Brennelementanordnung

-Führungskauschen (GT) bestehen aus Q12[®]-Material mit erhöhter Kriechfestigkeit.

-Der vergrößerte Außendurchmesser der Führungshülsen und die verstärkten GT-Gitter-Verbindungen erhöhen die seitliche Steifigkeit der Struktur und sorgen so für einen verbesserten Widerstand gegen Brennelementverformung und geringere Spannungen in den Führungshülsen

Flexibles Brennstoffmanagement und niedriger Stabdruck am Ende seiner Lebensdauer

Abb. 2.2 Key-Features des GAIA-Brennelements der Firma Framatome /FRA 18/

Q12[®] ist eine von M5 abgeleitete quartäre Legierung. Dabei werden Zirkonium und Niob, Zinn und Eisen zugesetzt, um das Kriechverhalten bei Betriebstemperatur und Bestrahlung zu optimieren.

Das von Framatome angebotene PROtect Cr-Cr /VIO 22/ basiert auf einer Chromdotierung des Brennstoffes, sowie einer Chrom-Beschichtung des Brennstabes. Die schrittweise Implementierungsstrategie basiert auf einem umfassenden Genehmigungsplan, mit dem Framatome bis 2025 chargenweise Nachlieferungen von PROtect Cr-Cr-Elementen anstrebt. Die erste Bestrahlung von Cr-beschichteten M5_{Framatome}-Hüllrohrproben unter repräsentativen DWR-Bedingungen wurde bereits 2016 im Kernkraftwerk Gösgen gestartet, wobei inzwischen der fünfte Einjahreszyklus erfolgreich abgeschlossen wurde. Auf diese erste Bestrahlung folgten im Jahr 2018 Bestrahlungsversuche von Rodlets im

Advanced Test Reactor (ATR) und im Jahr 2019 der sukzessive Einbau von LTR in voller Länge in den Kraftwerken Vogtle-2, Gösgen und ANO-1. LTR in Vogtle-2 bzw. Gösgen haben zwei 18-Monats-Zyklen bzw. drei 1-Jahres-Zyklen Betrieb hinter sich. Mit PROtect-Brennstäben beladene LTA sind seit April 2021 in Calvert Cliffs-2 im Einsatz. Framatomes Implementierungsplan für PROtect Cr-Cr einschließlich dieser Testeinsätze zeigt Abb. 2.3.

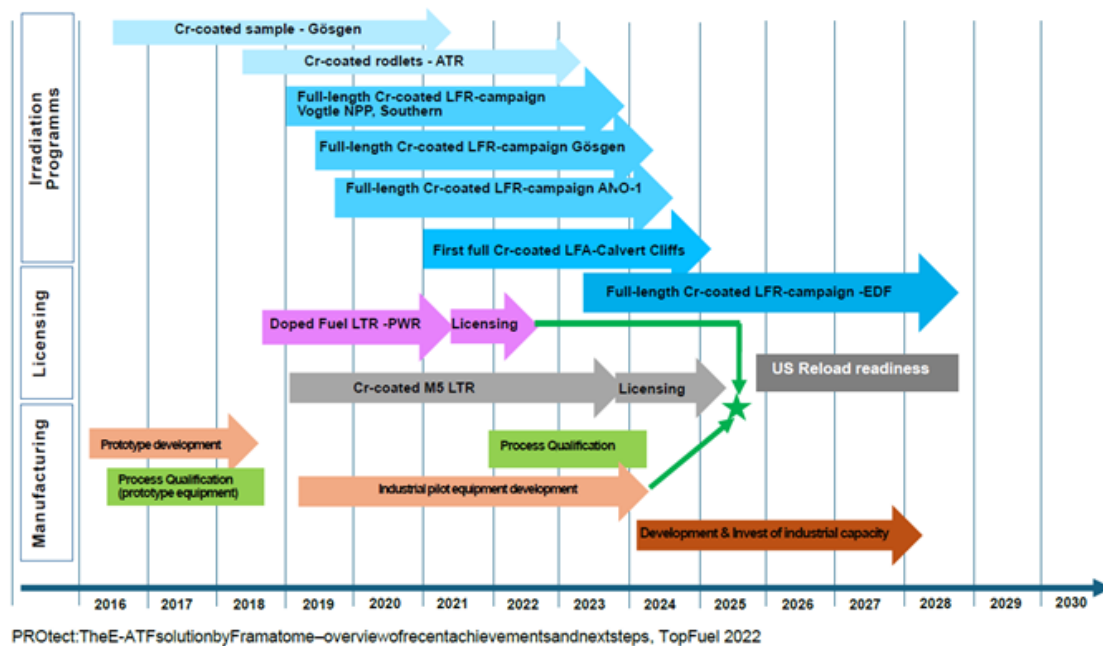


Abb. 2.3 PROtect Cr-Cr Implementierungsroadmap /VIO 22/

Alle erhaltenen Daten werden zur Aktualisierung von Modell-, Methoden- und Rechen-codes verwendet. Die Einreichung thematischer Berichte bei der U.S.-NRC zur Einleitung der nächsten Schritte war bis Ende 2023 geplant. Die Daten dienen dabei vornehmlich einer weiteren Unterstützung der Batch-Reload-Implementierung der PROtect Cr-Cr Technologie in den USA. Die bisher gewonnenen Ergebnisse bestätigen ein gutes Verhalten der Cr-beschichteten Ummantelung unter Bestrahlung. Auch wird von einer nur sehr geringen Cr-Korrosionskinetik, einer ausgezeichneten Cr-Beschichtungshaftung und Dimensionsänderungen berichtet, die mit unbeschichteten Ummantelungen vergleichbar sind /NIM 22/. Optische Inspektionen beschreiben auch das Aussehen der Cr-beschichteten Stäbe als hell, sauber, gleichmäßig und ohne jegliche Delaminierung oder Risse /FAL 22/.

Parallel dazu hat sich Framatome zur Entwicklung eines Pilotprojekts im industriellen Maßstab entschlossen und damit bereits begonnen. Diese Pilotanlage wird die

notwendige Produktionsunterstützung für erste Batch-Programme bieten. Außerdem stellt der Nachweis der industriellen Produktion einen für die Lizenzierung notwendigen Erfüllungspunkt dar. Diese Meilensteine zeigen laut Framatome beachtliche Fortschritte in Richtung der Chargenreife auf dem US-Markt bis 2025 oder sogar früher. Dies kann auch als Hinweis auf eine bisher insgesamt positive Erfahrung gewertet werden.

Nach einer nicht datierten Framatome-Infographik /FRA 21/ (tendenziell aus dem Jahre 2021) wurden bis dahin im Rahmen des PROtect Enhanced Accident Tolerant Fuel Programs für sechs unterschiedliche Reaktortypen (B&W, CE, KWU15, W17 und BWRs) ca. 576 Millionen Chromia-Enhanced-Fuel-Pellets hergestellt. Die Zahl der Chrom-beschichteten und in Betrieb befindlichen Brennstäbe in voller Länge wurde mit ca. 500 Stück angegeben. Basierend auf den Mitteilungen über weitere Einsätze nach 2021 kann davon ausgegangen werden, dass diese Zahlen aktuell wesentlich höher liegen.

Die Arbeiten im Bereich des künftigen Hüllrohrmaterials SiC werden von Framatome unter dem Namen PROtect SiC geführt. Das neue Konzept der SiC-SiC-Umhüllung wird mit einem ähnlichen Strategieansatz wie bereits bei der PROtect Cr-Cr Entwicklung verfolgt, d. h. zunächst Erstellung eines optimierten Designs sowie dann basierend auf einem kontrollierten Prozess die Umsetzung in immer größeren Maßstäben voranzutreiben. Mit der Bestrahlung von SiC-Rodlets wurde am Massachusetts Institute of Technology (MIT) Ende 2022 begonnen. Im Laufe des Jahres 2024 soll mit der Bestrahlung weiterer SiC-Rodlets am ATR begonnen werden /INL 23/. Weitergehende Informationen bzw. erste Testergebnisse zu der von Framatome eingesetzten Materialkonfiguration liegen noch nicht vor.

2.3.2 Westinghouse

Die Firma Westinghouse hat den Anspruch, ein voll umfassendes Brennstoff-/Brennelement-Programm anzubieten. Das ATF- und High Energy Programm wird dabei unter dem Namen Westinghouse EnCore geführt /KAR 22/. Der Brennstab besteht aus einem Hüllrohr aus chrombeschichteter Zirkoniumlegierung, der Brennstoff aus mit Cr_2O_3 und Al_2O_3 dotierten UO_2 -ADOPT-Pellets mit mehr als 5 % ^{235}U -Anreicherung. Durch die Verwendung geringer Mengen Aluminiumoxid konnte Westinghouse die Menge an Chrom (einem parasitären Neutronenabsorber) auf ein Minimum beschränken und so die Neutroneneffizienz verbessern. ADOPT-Brennstoff kann in allen Designs von Druck- und Siedewasserreaktoren von Westinghouse und Combustion Engineering (CE) eingesetzt werden und ist mit allen Hüllrohrmaterialien auf Zirkoniumbasis und allen Brennstoffan-

reicherungen kompatibel. Die dabei erreichte höhere Uraneffizienz entspricht etwa einer zweiprozentigen Steigerung des spaltbaren Materials im Vergleich zu herkömmlichen UO_2 -Produkten von Westinghouse. Die vergrößerte Kornstruktur des ADOPT-Brennstoffs führt zu einer besseren Fähigkeit zur intragranularen Spaltgasretention (FGR). Rampentests haben eine 30-prozentige Reduzierung der Spaltgasfreisetzung im Vergleich zu undotiertem UO_2 -Brennstoff gezeigt und unterstützen somit auch höhere Abbrände.

Ebenfalls wird von zusätzlichen Sicherheitsvorteilen in Bezug auf eine mögliche FFRD bei einem Ereignis wie einem Unfall mit Kühlmittelverlust berichtet. Eine erhöhte thermische Stabilität der Pellets soll dabei eine genauere Vorhersage und eine verbesserte Kontrolle des Lückenschlusses zur Pellethülle ermöglichen. Auch weist der Brennstoff unter Unfallbedingungen aufgrund seiner erhöhten Kriechraten bei hohen Temperaturen eine verringerte PCI auf. Zum Thema der Korrosions- und Auswaschbeständigkeit im Falle eines Brennstablecks wird berichtet, dass nun von einer um 50 % geringeren Oxidationsrate als bei herkömmlichem UO_2 auszugehen ist. Durch das chrombeschichtete Hüllrohr wird die übliche Zirkonium-Dampf-Reaktion gehemmt und die Grenztemperatur um weitere 300 °C erhöht. Als Beschichtungsverfahren zur Herstellung der Cr-beschichteten Hüllrohre wurde eine Kaltspritztechnik gewählt, da es sich dabei um einen schnellen Abscheidungsprozess unter Umgebungsbedingungen handelt und eine optimale Haftfestigkeit zwischen der Beschichtung und dem Zirkonium-Basismaterial erreicht wird. Die standardmäßige Einsatzreife ist für die Mitte der 2020er Jahre geplant. Vorteilhafte Eigenschaften der ADOPT-Pellets und der Cr-beschichteten Hüllrohre sind in Abb. 2.4 zusammengefasst.

Die Ergebnisse der poolseitigen und zerstörungsfreien Bestrahlungsuntersuchung von LTR, die im Frühjahr 2019 in den kommerziellen Reaktor Byron-2 ($\text{Cr}_2\text{O}_3 + \text{Al}_2\text{O}_3$ dotiertes UO_2 und Cr-beschichtetes Hüllrohr sowie U_3Si_2 Pellets mit Zr-Umhüllung) eingesetzt wurden /KAR 22/, sowie die poolseitigen Inspektionen in Doel-4 in Belgien im Sommer 2020 zeigten an der Stab-Oberfläche keine Auffälligkeiten. Die Brennstäbe waren praktisch frei von Ablagerungen. Aufgrund der Beobachtungen, dass sich kaum oder gar keine Ablagerungen ansammelten, konnten weitere potenzielle Vorteile für beschichtete Hüllrohre, zusätzlich zu den Vorteilen der Korrosionsbeständigkeit, identifiziert werden. Weitere LTR und LTA des EnCore-Brennstoffs sind geplant, die Cr-beschichtete Hüllrohre und ADOPT-Brennstoffpellets verwenden, um eine High Energy High Burnup-Leistung von bis zu 75 GWd/t zu demonstrieren. Die bis 2022 eingereichten Berichte für

ADOPT-Brennstoff und Brennstoff mit einem Abbrand bis 68 GWd/t wurden genehmigt und dazu Sicherheitsbewertungsberichte von der NRC erstellt /NRC 23a/. Im Jahr 2022 wurden weitere Berichte zu den eingesetzten beschichteten Hüllrohren und Brennstoffen mit hohem Abbrand erstellt. Nachteilige Entwicklungen dazu sind nicht bekannt.

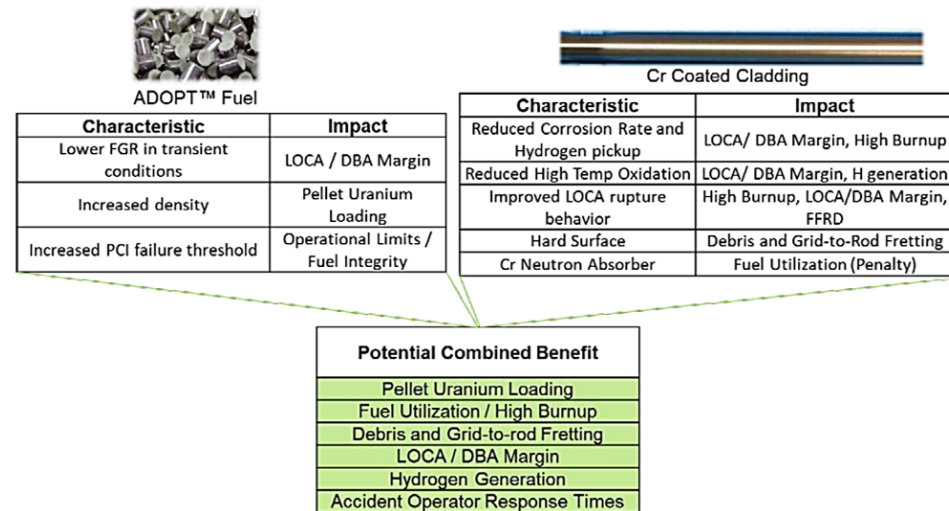


Abb. 2.4 Vorteile des ADOPT™-Brennstoffs und der Cr-beschichteten Hüllrohre /KAR 22/

Die Ergebnisse der poolseitigen und zerstörungsfreien Bestrahlungsuntersuchung von LTR, die im Frühjahr 2019 in den kommerziellen Reaktor Byron-2 ($\text{Cr}_2\text{O}_3 + \text{Al}_2\text{O}_3$ dotiertes UO_2 und Cr-beschichtetes Hüllrohr sowie U_3Si_2 Pellets mit Zr-Umhüllung) eingesetzt wurden /KAR 22/, sowie die poolseitigen Inspektionen in Doel-4 in Belgien im Sommer 2020 zeigten an der Stab-Oberfläche keine Auffälligkeiten. Die Brennstäbe waren praktisch frei von Ablagerungen. Aufgrund der Beobachtungen, dass sich kaum oder gar keine Ablagerungen ansammelten, konnten weitere potenzielle Vorteile für beschichtete Hüllrohre, zusätzlich zu den Vorteilen der Korrosionsbeständigkeit, identifiziert werden. Weitere LTR und LTA des EnCore-Brennstoffs sind geplant, die Cr-beschichtete Hüllrohre und ADOPT-Brennstoffpellets verwenden, um eine High Energy High Burnup-Leistung von bis zu 75 GWd/t zu demonstrieren. Die bis 2022 eingereichten Berichte für ADOPT-Brennstoff und Brennstoff mit einem Abbrand bis 68 GWd/t wurden genehmigt und dazu Sicherheitsbewertungsberichte von der NRC erstellt /NRC 23a/. Im Jahr 2022 wurden weitere Berichte zu den eingesetzten beschichteten Hüllrohren und Brennstoffen mit hohem Abbrand erstellt. Nachteilige Entwicklungen dazu sind nicht bekannt.

Lead Test Rods des Kernkraftwerks Byron wurden zunächst in einer heißen Zelle zerstörungsfreien und zerstörenden Nachbestrahlungsuntersuchungen (Post-Irradiation

Examination, PIE) unterzogen. Die LTR umfassen ATF-Produkte mit Cr-beschichtetem Hüllrohr und ADOPT™-Brennstoffpellets /OLS 22/. Als Ergebnisse mit vorläufigem Charakter wurde festgehalten, dass die Cr-Beschichtung in einem sehr guten Zustand mit scharfen Beschichtungsübergangspunkten war. Die Längenmesstrends in der Hotcell für die ATF-Stäbe ähnelten denen am Pool, obwohl sich bei den Hotcell-Messungen im Vergleich zu den Messungen am Pool ein scheinbar leicht verringertes Wachstum zeigte. Die in der Hotcell beobachteten Profilometrietrends sind im Vergleich zu den Ergebnissen am Pool positiv, mit Ausnahme einer leichten, nahezu gleichmäßigen Verschiebung der Daten hin zu einem etwas größeren Außendurchmesser des Hüllrohrs. Parallel dazu wird auch das Thema von „In-Stab-Sensoren“ fokussiert sowie Bemühungen, eine Modellierung auf atomarer Skala zu nutzen, um den Bedarf an In-Reaktor-Tests zu verringern und damit die Lizenzierungszeiten zu verkürzen. Abb. 2.5 zeigt das aktuelle und auch das weiter geplante ENCore ATF-Programm mit den für die Zukunft anvisierten SiC-Hüllrohren sowie Brennstoff-Pellets auf Urannitrid-Basis.

Durch eine konsequente Optimierung von Qualitätskontrollen einzelner Prozessschritte konnten eine verbesserte Wärmeleitfähigkeit und die Einhaltung der Korrosions- und Hermetik-Anforderungen erreicht werden.



Abb. 2.5 Westinghouse EnCore Fuel Programm /KAR 22/

Auch hat Westinghouse von der NRC die Genehmigung für den eigenen PARAGON2™-Brennstoff-Energietransportcode zur Berechnung nuklearer Eingabedaten für dreidimensionale Kernsimulatoren erhalten, der eine Schlüsselkomponente der High Energy Fuel Initiative des Unternehmens darstellt. Durch die behördliche Genehmigung kann Westinghouse Kernbedingungen modellieren und simulieren und so die Kapazitäten auf

das Doppelte der derzeit lizenzierten Anreicherungsgrenze steigern. Westinghouse ist der erste Nuklearanbieter mit einem von der NRC lizenzierten Themenbericht für kommerzielle Kernbrennstoffmodellierungszwecke von U-235-Anreicherungen bis zu 10 Gewichtsprozent. Mit PARAGON2 und einer genehmigten aktualisierten NEXUS-Querschnittsmethodik baut Westinghouse seine Initiative für hochenergetische Brennstoffe weiter aus, indem es diese Fortschritte auch in Versionen seiner ANC 9-Code-Suite übernimmt, die es Kunden ermöglicht, entweder traditionelle oder höher angereicherte Brennstoffprodukte zu modellieren, um die Auswirkungen auf den Brennstoff zu reduzieren und die Kernleistung zu maximieren.

Das langfristige Portfolio von EnCore Brennstoff wird auch Urannitrid-Pellets umfassen, die eine um 40 % höhere Urandichte als UO_2 (entspricht einer 7 %-igen U-235-Anreicherung) und deutlich verbesserte thermische Eigenschaften bieten. Zur weiteren Evaluierung des Verhaltens von Urannitrid-Pellets wurden erste Schritte unternommen, um das Dampfoxidationsverhalten von unbeschichteten UN-Sinterpellets in fließender Dampfatmosfera zu bestimmen. In diesem Rahmen wurden auch Untersuchungen an beschichteten Pellets durchgeführt, die bei 500 °C eine erhebliche Verbesserung des Verhaltens zeigten. Bei 600 °C reduzierte sich diese Verbesserung auf nicht mehr signifikante Werte. Generell wurden die Ergebnisse jedoch so eingeschätzt, dass das Aufbringen einer Beschichtung eine praktikable Option für eine erhöhte Oxidationsbeständigkeit liefert /GAG 22/.

Als längerfristige Produktentwicklung wird der Einsatz von Siliziumkarbid-Hüllrohrmaterial gesehen. Hier arbeitet Westinghouse mit General Atomics zusammen, um den fortschrittlichen Siliziumkarbid-Keramikmatrix-Verbundwerkstoff für Hüllrohre, bekannt als SiGA™, zu entwickeln. Tests haben gezeigt, dass die Siliziumkarbid-Umhüllung ihre Festigkeit ohne relevante Beeinträchtigung behält und bei geringerer Wasserstoffbildung einer Dampfoxidation bei Temperaturen über 1.700 °C standhält. Von weitergehenden Tests wurde berichtet, dass die Siliziumkarbid-Hüllrohre Temperaturen über 2.000 °C standhalten können und somit zu einer deutlichen Verbesserung der Sicherheit bei schweren Unfällen beitragen können /NEI 18/. Darüber hinaus haben Siliziumkarbid-Hüllrohre einen geringeren Neutronenabsorptionsquerschnitt als Zirkonium, was zu einer besseren Neutronenökonomie und einer besseren Brennstoffausnutzung führt. Der Werkstoff weist eine hohe Schmelztemperatur auf und die Hüllrohre neigen nicht zum Ballooning. Bei der Produktion von SiGA Hüllrohren infiltriert Westinghouse ein Gewebe aus Hi-Nicalon-S SiC Fasern unter Nutzung des Verfahrens der chemischen

Gasphaseninfiltration (Chemical Vapor Infiltration, CVI) mit SiC und beschichtet dann die Außenseite per CVD mit SiC. An solchen Hüllrohrproben führte Westinghouse Bestrahlungs-, Korrosions- und Ultra-Hochtemperaturversuche durch. Die Bestrahlungstests wurden im Forschungsreaktor am MIT durchgeführt, wo die Proben teils nur einer Gamma- und teils einer Gamma- und Neutronenstrahlung ausgesetzt wurden. Mit den Korrosionstests sollte die Korrosionsrate der Proben unter DWR-Bedingungen (343,3 °C, 18,27 MPa) untersucht werden. Die Zusammensetzung des Wassers bildete die Bedingungen im Kontakt mit Primärkühlmittel eines DWR in der Mitte eines Zyklus nach. Dazu wurden Bor, Lithium und Wasserstoff zugesetzt. Die Proben zeigten eine bessere Korrosionsbeständigkeit als frühere Proben. Für die Ultra-Hochtemperaturtests wurde zunächst die Testanlage selbst Funktionstests unterzogen und erreichte dabei Temperaturen von bis zu 2.570 °C. Dies ist höher als die für SiC erwartete Zersetzungstemperatur, sodass Tests bis zum Versagen der SiC-Hüllrohre durchgeführt werden können sollen. Für die Zukunft sind weitere Bestrahlungstests im ATR und der Einsatz von LTR in kommerziellen Reaktoren ab 2025 bzw. 2027 geplant /CZE 22/.

Ebenfalls wird berichtet, dass die hydrothermale Korrosionsbeständigkeit von Siliziumkarbid unter normalen Betriebsbedingungen so weit verbessert werden konnte, dass es die Akzeptanzkriterien erfüllt. Um die Kompatibilität der Siliziumkarbid-Ummantelung mit aktuellen LWR-Brennelementkonstruktionen zu beurteilen, werden u. a. mechanische Tests wie Stabbelastungstests, Gitterstauchtests, Dehnverschlusskappentests und Vierpunkt-Biegetests durchgeführt, um der Regulierungsbehörde entsprechende Nachweise liefern zu können /NEI 18/.

2.3.3 GE Hitachi/GNF

Die ATF-Entwicklung von GE Hitachi bzw. GNF ist auf die beiden Konzepte ARMOR und IronClad ausgerichtet. Bei ARMOR handelt es sich um eine Beschichtung für Zirkoniumhüllrohre. Ihre Zusammensetzung wird von GNF jedoch nicht öffentlich bekannt gegeben. Wie auch die Cr-Beschichtungen soll ARMOR die Oxidationsbeständigkeit der Hüllrohre verbessern. IronClad ist eine FeCrAl-Legierung, die durch eine geringe Oxidationsrate bei hohen Temperaturen die Sicherheitsmargen vergrößern soll. Nach einem 24-monatigen Testeinsatz im KKW Hatch wurden IronClad Hüllrohre ohne Brennstoff und ARMOR Brennstäbe mit Brennstoff im November 2020 zu Nachuntersuchungen ins ORNL transportiert, wo die Werkstoffe an sich, das Korrosionsverhalten und mechanische Eigenschaften untersucht werden sollten /ANS 20/.

2.3.4 TVEL

In Russland entwickelt TVEL sowohl Hüllrohr- als auch Brennstoffkonzepte, die Störfallbedingungen besser standhalten sollen. Siehe hierzu Abschnitt 2.4.1.6.

2.4 Länderspezifische Entwicklungen

Wie in der Einleitung ausgeführt, wird das Thema ATF insbesondere von Seiten der USA massiv unterstützt, die sich, auch bedingt durch die vorhandenen Ressourcen, als Hauptschrittmacher präsentieren. Somit ist der Hauptfokus bei der Betrachtung der ATF-Aktivitäten auf die USA zu richten. Weitere eigene Entwicklungsprogramme gibt es vor allem in Japan und Russland.

2.4.1 Entwicklung von ATF

Aktivitäten zur Entwicklung von ATF gibt es vor allem in Nordamerika, aber auch in Asien und Europa.

2.4.1.1 USA

Am 10. Mai 2023 stellte Joe Donoghue, der Direktor der Abteilung Safety Systems innerhalb des Nuclear Reactor Regulation Office der NRC die aktualisierte „Roadmap to Readiness“ für ATF vor. Sie basiert auf dem ATF-Projektplan in der Version 1.2 von September 2021 (Abb. 2.6) /NRC 21b/ und zielt auf eine Beschleunigung der Entwicklung ab. Dabei geht es darum, der auf dem Gebiet der Accident Tolerant Fuels nun herrschenden hohen technischen Dynamik auch administrativ gerecht zu werden.

Im Rahmen dieses NRC-ATF-Projektplans wurde die Industrie dazu aufgerufen, möglichst zeitnah die zu beschreitenden Wege sowie Herausforderungen und Risiken für die kurzfristige Lizenzierung von ATF-Technologie zu identifizieren. Auch wurden dabei seitens der NRC die generellen Annahmen und Zielsetzungen zum Thema ATF genannt und untermauern damit die genannten (sicherheits-)technischen und wirtschaftlichen Zielsetzungen.

- Die Nuklearindustrie zielt darauf ab, die Betriebszykluszeit durch den Einsatz einer kombinierten ATF-Technologie zu verlängern.

- Eine erhöhte Anreicherung und ein höherer Abbrand sind in der ATF-Technologie enthalten.
- Eisen-Chrom-Aluminium (FeCrAl)-Beschichtungen stellen keine kurzfristige ATF-Technologie dar.
- Die Industrie ist bestrebt, die Palette der kurzfristig realisierbaren ATF-Technologien im Zeitraum Mitte bis Ende der 2020er-Jahre chargenweise einzusetzen.

Auch wurden die Annahmen zur Zeitachse des Genehmigungszeitplans (Abb. 2.7), basierend auf einem NRC-Brief an die Industrie vom Januar 2022, mit den betreffenden Planungserwartungen und Überprüfungszeitplänen bekräftigt.

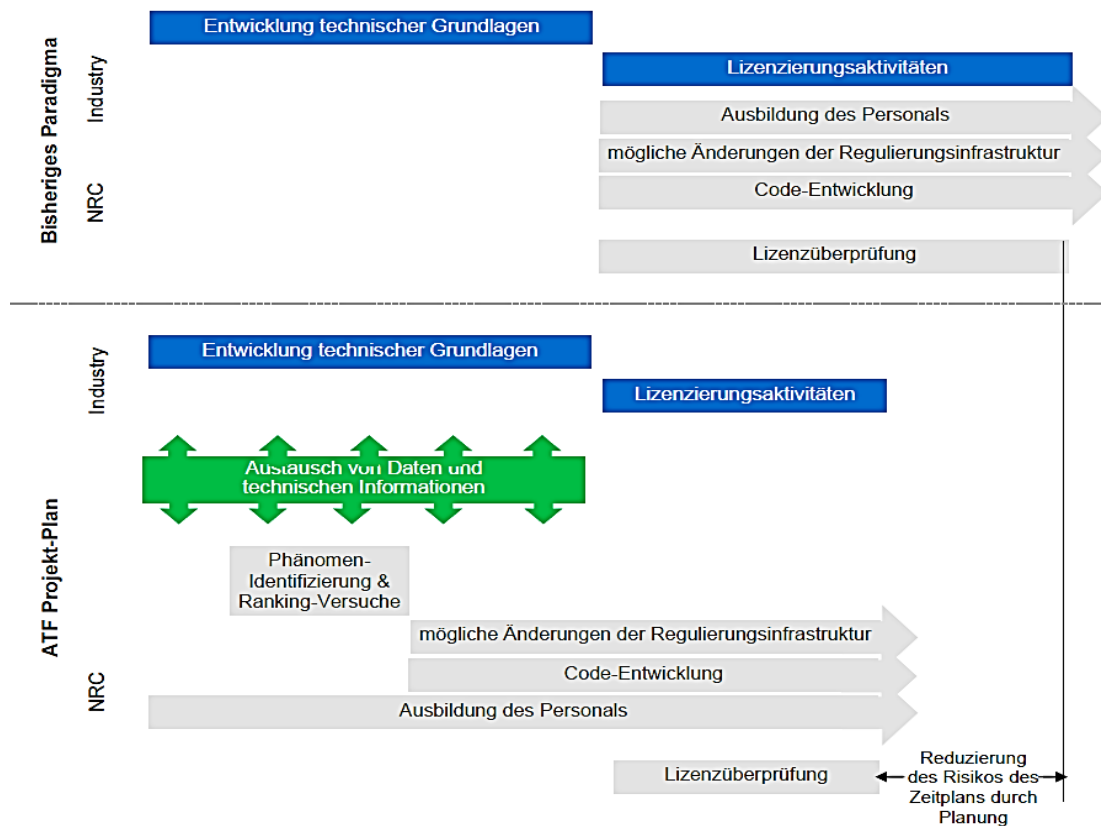


Abb. 2.6 Version 1.2 des NRC-ATF-Projektplans von 09/2021 /NRC 21b/

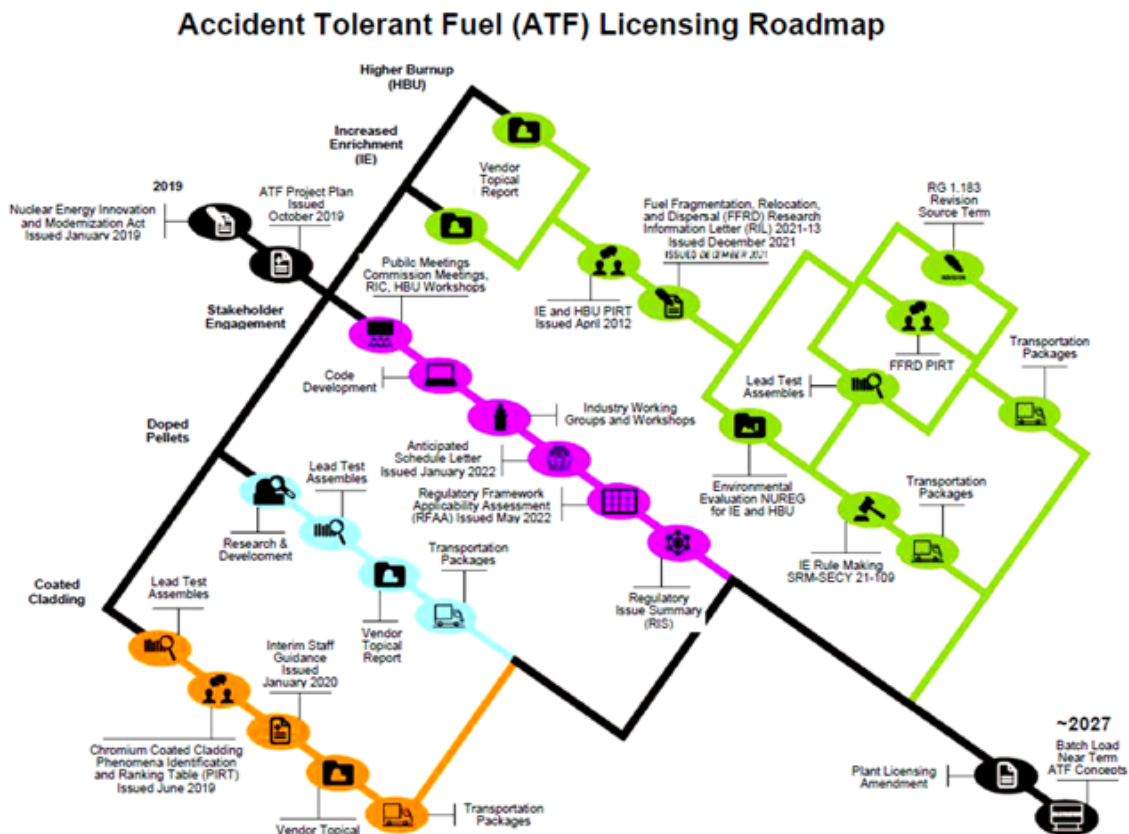


Abb. 2.8 ATF Licensing Roadmap /NRC 24a/

2.4.1.2 Großbritannien

In Großbritannien bilden Aktivitäten zur Entwicklung von ATF einen Teil des Advanced Fuel Cycle Programme (AFCP) des National Nuclear Laboratory (NNL), das hierin mit über 90 Einrichtungen und Organisationen kooperiert und durch die Regierung unterstützt wird. Zu den Partnern des NNL im AFCP gehören sowohl Unternehmen aus der Industrie als auch Universitäten (z. B. University of Manchester, University of Huddersfield, Bangor University) und internationale Organisationen /NNL 24/. Geforscht wird unter anderem an Cr-Beschichtungen für Hüllrohre, Urannitrid- und Uransilizid-Brennstoff und SiC-Hüllrohren /NNL 22/. Eine im Rahmen des AFCP im Jahr 2021 erarbeitete Roadmap für ATF sieht den kommerziellen Einsatz beschichteter Hüllrohre ab dem Jahr 2025 und den kommerziellen Einsatz sogenannter „next-generation ATF“ ab 2035 vor /NNL 21/.

Zwischen Dezember 2018 und November 2023 führten zwölf britische Universitäten unter Führung der University of Leeds gemeinsam das Projekt ATLANTIC durch, das durch das Engineering and Physical Sciences Research Council (EPSRC), eine Regierungs-

organisation zur Förderung von Forschung und Ausbildung im Bereich der Ingenieur- und Naturwissenschaften, finanziert wurde. Der Fokus des Projekts lag auf Fragen rund um das Recycling von ATF und schloss auch die Herstellung, das Verhalten (unter Lagerbedingungen) und die Optimierung von ATF mit ein /UKR 24/.

Ein weiteres Forschungsprojekt widmet sich der Nutzung von ATF in verschiedenen Konzepten leichtwassergekühlter kleiner modularer Reaktoren (SMR). Dabei sollen deren spezielle Eigenschaften im Vergleich zu konventionellen großen Leichtwasserreaktoren, beispielsweise Kühlung im Naturumlauf, integrale Bauweise des Primärkühlkreislaufts oder Konzepte der Leistungsregelung, berücksichtigt werden. Ziel des Projekts ist es, die Vorteile verschiedener ATF-Konzepte in Kombination mit verschiedenen SMR-Konzepten zu quantifizieren. Projektbeteiligte sind Rolls-Royce, Westinghouse-Springfields und die Universität Cambridge. Das Projekt wurde im April 2023 gestartet und läuft noch bis Ende März 2026 /EPS 24/.

2.4.1.3 Europäische Union

Auf europäischer Ebene waren ATF Teil des Forschungsrahmenprogramms Horizon 2020 und sind es weiterhin in dessen Nachfolgeprogramm Horizon Europe. Unter Horizon 2020 lief das Projekt Il Trovatore von Oktober 2017 bis Dezember 2023. Unter der Führung der University of Huddersfield waren daran 30 Einrichtungen aus acht Ländern beteiligt. Ziel des Projekts war es, den vielversprechendsten Kandidaten aus den Hüllrohrkonzepten für LWR zu identifizieren. Dabei wurden SiC/SiC Verbundwerkstoffe, beschichtete Hüllrohre (MAX-Phasen, dotierte Oxide, Cr-Beschichtung), Oberflächenbehandlung durch gepulsten Elektronenstrahl (GESA) und ODS-FeCrAl-Hüllrohre untersucht /EUR 24/.

Koordiniert durch die italienische Fondazione Istituto Italiano di Tecnologia beteiligen sich 15 Einrichtungen aus neun Ländern an dem nachfolgenden Projekt Scorpion (SiC composite claddings: LWR performance optimization for nominal and accident conditions). Dieses begann im September 2022 und läuft noch bis Februar 2026. Ausgangspunkt des Projekts ist die Erkenntnis, dass es sich bei den SiC/SiC-Hüllrohren um ein vielversprechendes Hüllrohrkonzept handelt, das jedoch bisher noch verschiedene Schwächen aufweist, die seinem regulären Einsatz im Wege stehen. Dazu gehören die unzureichende Kompatibilität des Werkstoffs mit dem Kühlmittel der LWR und das Schwellverhalten unter Bestrahlung /EUR 22/.

2.4.1.4 Spanien

In Spanien formierte sich die Grupo Combustibles de Tecnología Avanzada (ATF-España), um die Beteiligung spanischer Unternehmen an Forschung, Entwicklung, Herstellung und Implementierung der ATF zu fördern. Dies geschah im Nachgang eines Workshops, den CEIDEN im Jahr 2019 ausgerichtet hatte und an dem 26 spanische Unternehmen beteiligt waren. Die Arbeitsgruppe wird von ENUSA geleitet und konzentriert sich insbesondere auf die ATF-Technologien, die als kurzfristig einsetzbar angesehen werden /CEI 23/.

Im Rahmen des Coordinated Research Project „Testing and Simulation for Advanced Technology and Accident Tolerant Fuels“ der IAEA, das von Dezember 2019 bis Dezember 2024 läuft, wurden am CIEMAT Simulationscodes zum Brennstoffverhalten erweitert, um ATF-Konzepte einzuschließen. Die Arbeiten befassten sich mit FRAPCON und FRAPTRAN und erweiterten diese um FeCrAl-Hüllrohre und Cr-dotierten UO_2 -Brennstoff /ARA 23/.

2.4.1.5 Japan

Auch in Japan gibt es Forschungs- und Entwicklungsprogramme für ATF, die sich auf SiC/SiC-Hüllrohre und -Brennelementkästen, FeCrAl-Hüllrohre für SWR, Cr-beschichtete Zircaloy-Hüllrohre für DWR und unfalltolerante Steuerstäbe beziehen. Tab. 2.7 stellt die beteiligten Unternehmen und deren Forschungsschwerpunkte gegenüber. Die japanische Atomenergieorganisation (JAEA) koordiniert die japanischen Forschungsaktivitäten zu ATF und unterhält diesbezüglich kooperative Kontakte in die USA im Rahmen der Civil Nuclear Energy Research and Development Working Group (CNWG). Gefördert wird die Forschung durch Mittel des Ministeriums für Wirtschaft, Handel und Industrie. In Kooperation mit den USA erfolgen Bestrahlungsversuche an den Forschungsreaktoren ATR und MITR /OSA 23/.

Tab. 2.7 ATF-Programm in Japan /OSA 23/

Werkstoff	Unternehmen	Produkte
SiC/SiC	Toshiba ESS	Hüllrohre für DWR und SWR Brennelementkästen für SWR
	Hitachi GE	Hüllrohre für SWR
FeCrAl-ODS	Hitachi GE mit GNF-J und NFD	Hüllrohre für SWR
Cr-beschichtetes Zircaloy	MHI mit MNF und NFD	Hüllrohre für DWR
	CRIEPI	Unfalltolerante Steuerstäbe

Der Beginn der Kommerzialisierung von ATF wird in Japan zwischen 2030 und 2035 erwartet /TAK 23/.

2.4.1.6 Russland

In Russland erfolgt die Entwicklung von ATF federführend durch das zu Rosatom gehörende Unternehmen TVEL, das für die Kernbrennstoffversorgung verantwortlich ist. Die Entwicklung umfasst sowohl Brennstoffe als auch Hüllrohrwerkstoffe. Als Hüllrohrwerkstoff werden neben Cr-Beschichtungen für Zirkoniumhüllrohre auch die Legierung 42CrNiMo und SiC-Hüllrohre untersucht. Dabei wird die Möglichkeit betrachtet, eine Cr-Beschichtung auf der Innenseite der Hüllrohre aufzubringen. Dies soll Vorteile bieten, wenn bei einem Unfall die Hüllrohre bersten und das Kühlmittel somit in ihr Inneres eindringen kann. In /KHL 23/ wird eine Simulationsstudie hierzu beschrieben, in der die Auswirkungen einer Innenbeschichtung der Hüllrohre auf verschiedene Parameter, wie beispielsweise den Neutronenfluss und die Reaktivität, untersucht werden.

Für den Brennstoff selbst werden Uran-Molybdän und Uran-Silizid-Verbindungen entwickelt /ROS 23/. An der Forschung und Entwicklung sind unter anderem das zu Rosatom gehörende Forschungsinstitut für Kernreaktoren (RIAR) und das Bochvar Forschungsinstitut für anorganische Materialien (VNIINM), das ein Teil von TVEL ist, beteiligt. Bestrahlungstests werden am Forschungsreaktor MIR des RIAR am Standort Dimitrovgrad durchgeführt /WOR 21/. An der Elemash Maschinenbauanlage wurde eine Anlage zur Fertigung von Urandsilizid-Pellets in Betrieb genommen. Dort sollen Brennstoffpellets für Bestrahlungsversuche in einem Forschungsreaktor hergestellt werden /WNN 22/.

2.4.1.7 Forschung in Deutschland

In Deutschland werden insbesondere am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) Forschungsarbeiten zu ATF durchgeführt. Hier ist beispielsweise das QUENCH-Programm zu nennen, in dem untersucht wird, wie verschiedene Brennstabvarianten sich verhalten, wenn ein überhitzter Reaktorkern durch erneutes Fluten mit Kühlmittel rasch abgekühlt wird. Das QUENCH-Programm steht im Zusammenhang mit dem QUENCH-ATF Projekt der OECD, dem Projekt IL TROVATORE aus dem europäischen Forschungsprogramm HORIZON2020 und dem Forschungsprojekt ATF-TS der IAEA /KIT 24/. Im Rahmen des ATF-TS-Projekts beteiligt sich das KIT beispielsweise an Ringversuchen für ATF-Hüllrohrkonzepten, die Tests zur Hochtemperaturdampfoxidation und Langzeitkorrosion unter Umgebungsbedingungen von Leichtwasserreaktoren umfassen /ZHA 22/. Zum Zwecke des Informationsaustauschs zu dem Thema richtet das KIT jährlich den QUENCH-Workshop aus /KIT 24a/. In /STE 22/ werden Versuche zum Oxidationsverhalten Cr-beschichteter Zirkoniumhüllrohre sowie von FeCrAl- und SiC/SiC-Hüllrohren vorgestellt. Sie ergaben, dass alle drei Varianten gegenüber klassischen Zirkoniumlegierungen eine stark verbesserte Widerstandsfähigkeit gegenüber Hochtemperaturdampfoxidation aufweisen und auch zur Reduzierung des Risikos von Wasserstoffexplosionen bei schweren Unfällen beitragen und die verfügbare Zeitspanne für Maßnahmen des Unfallmanagements verlängern können. Als maximale Temperaturen, die die Hüllrohre überstehen konnten, wurden für Cr-beschichtetes Zirkaloy 1.200–1.300 °C, für FeCrAl-Legierungen etwa 1.400 °C und für SiC/SiC-Verbundwerkstoffe mit monolithischer äußerer SiC-Schicht mehr als 1.700 °C ermittelt. Westinghouse lässt am KIT auch Tests zur Hochtemperaturdampfoxidation von Cr-beschichteten Hüllrohren durchführen /KAR 22/.

Am Standort des KIT ist auch der JRC Standort Karlsruhe (früher: Institut für Transurane), eine Einrichtung der Gemeinsamen Forschungsstelle der Europäischen Kommission, ansässig. Dort lässt Westinghouse Untersuchungen zu thermophysikalischen Eigenschaften des ADOPT-Brennstoffs durchführen /HAL 22/.

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beschäftigt sich mit der Modellierung von Kernbrennstoffen und entwickelt eigene Codes, wie beispielsweise den Brennstabcode TESP-ROD und das Programmpaket AC² weiter, um auch ATF-Konzepte simulieren und sicherheitstechnisch bewerten zu können. Auf internationaler Ebene beteiligt sich die GRS damit an verschiedenen Projekten, wie z. B. der Erstellung des Topical Opinion Paper on Accident-tolerant Fuels der OECD-NEA, dem NEA

Framework for Irradiation Experiments und dem ATF-TS Projekt der IAEA. /GRS 22/ Bislang wurden insbesondere die Cr-beschichtete und FeCrAl-Hüllrohre implementiert und Simulationsergebnisse mit den Messergebnissen, etwa aus den QUENCH-Versuchen des KIT, verglichen. Es zeigte sich eine gute Übereinstimmung und eine Verbesserung der Modelle, die innerhalb der letzten zwei Jahre erzielt wurde. /HOL 24/

2.4.2 Einsatz von ATF

Im Folgenden sind die bereits erfolgten bzw. aktuelle und teils auch geplante, reale Einsatzerprobungen von ATF-Technologien aufgelistet. Zu den Einsätzen an sich gibt es jedoch noch keine tiefergehenden, veröffentlichten technischen Berichte. In der Regel erfolgt bei den über mehrere Betriebszyklen gehenden Einsätzen in den Revisionen eine nicht zerstörende Zwischenuntersuchung, meist in der Anlage vor Ort in Form von optischen Inspektionen sowie mittels gammatechnischer Aufnahmen der Brennstäbe. Hinsichtlich des Cr-beschichteten Hüllmaterials lässt sich jedoch bereits mit einer optischen Prüfung eine mögliche Rissbildung in der Cr-Beschichtung oder eine Neigung zur Beschichtungsablösung gut erkennen. Bei den Gamma-Aufnahmen erfolgt neben den radiologischen Werten dann eine zumindest etwas tiefergehende Informationsfindung, wie z. B. über mögliche größere Pellet-Verlagerungen im Hüllrohr. Bei der Entnahme von LTR zur weiteren Untersuchung ist dann zunächst der Transport zum entsprechenden Prüflabor, z. B. zum ORNL, zu bewerkstelligen, bevor weitere Tests, in der Regel zunächst als zerstörungsfreie Prüfungen, durchgeführt werden. Vor einer finalen, zerstörenden Prüfung können jedoch, je nach Zielsetzung, für die Gesamt- oder für Teilkomponenten Nachbestrahlungen durchgeführt werden, um so weitergehende, evtl. nicht durch die Einsatzgenehmigung abgedeckte Fragestellungen bearbeiten zu können. Diese Vorgänge sind dabei in der Regel, auch durch die Begrenztheit der Testkapazitäten, oft sehr zeitintensiv. Genaue Angaben darüber, wann jeweils mit Ergebnissen der Nachbestrahlungsprüfungen zu rechnen ist, werden nicht gemacht.

Als erstes Beispiel seien hier die im Frühjahr 2019 bei Southern Nuclear (Vogtle 2) installierten vier Framatome GAIA-Lead-Fuel-Assemblies (bestehend aus Cr-beschichteten Hüllrohren sowie Cr-dotiertem UO_2 -Brennstoff) zu nennen. In Framatome Mitteilungen nach Abschluss des ersten und des zweiten Zyklus (/FRA 21a/, /FRA 22/) hieß es, dass die durchgeführten Zwischeninspektionen bestätigten, dass diese Technik „den höchsten Standards“ entspreche. Die vier LFA wurden insgesamt für drei Zyklen eingesetzt. Detailliertere Inspektionen und Messungen werden laut den Meldungen von Framatome nach dem dritten Brennstoffzyklus durchgeführt. Im Umkehrschluss kann

daraus abgeleitet werden, dass keine gravierenden Gründe vorlagen, den Einsatzversuch zu verkürzen oder gar abzubrechen.

Als zweites Beispiel seien das von GNF im KKW Hatch getestete IronClad, eine FeCrAl-Brennstoffumhüllung, und ARMOR, eine abriebfeste, oxidationsbeständigere Hüllrohrbeschichtung, genannt. Das ORNL erhielt die ersten von GNF entwickelten Brennstoff-Teststäbe nach einem 24-monatigen Betrieb. Erste visuelle Inspektionen der gelieferten Proben zeigten keine sichtbaren Anzeichen von Fehlern oder Verschlechterungen, nachdem sie aus dem kommerziellen Reaktor entfernt worden waren. Im Laufe der nächsten Zeit sollen zusätzliche Tests an den Proben für eine möglichst umfangreiche Datenerhebung zur Bestätigung des bisher beobachteten Verhaltens erfolgen, die für eine Qualifizierung durch die NRC notwendig sind /DOE 20/.

Als drittes Beispiel sind die Lead-Fuel Assemblies von Framatome mit 176 chrombeschichteten Stäben und Chrom-dotierten Pellets zu nennen, die im Rahmen der Frühjahrsrevision 2021 in der Anlage Calvert Cliffs eingesetzt und nach 24 Monaten wieder entnommen und inspiziert wurden. Die Integrität der Technologie wurde nach zwei Jahren Betrieb bestätigt. Die LFA befinden sich nun in ihrem zweiten, zweijährigen Betriebszyklus /POW 23/.

Die bisherigen, unter strenger Aufsicht der Regulierungsbehörden erfolgten Einsätze werden in Kapitel 2.5 als Basis für eine aktuelle TRL-Abschätzung herangezogen.

2.4.2.1 USA

Lead Test Assemblies wurden als bewährte und unabdingbare Schritte einer Teststrategie in den letzten Jahrzehnten immer wieder in Reaktorkerne geladen. Speziell unter der Prämisse einer Forcierung des ATF-Themas ist dies eine wesentliche Strategie bzw. Absicherung auf dem Weg zu einer generellen Lizenzierung dieser neuen Technologien. Wie bereits im vorangegangenen Text beschrieben, haben mehrere US-amerikanische Hersteller und Betreiber LTA mit ATF-Technologien eingesetzt, die in den Tab. 2.8 bis Tab. 2.13 aufgeführt sind. Es wird erwartet, dass auch in Zukunft Anträge für den Einsatz von LTA gestellt und LTA in Reaktorkerne geladen werden.

Als Fußnote wird auf der NRC-Internetseite /NRC 24b/ darauf hingewiesen, dass die Seite am 13. Juni 2024 überprüft bzw. aktualisiert wurde. Somit ist davon auszugehen, dass dies eine aktuelle Zustandsinformation darstellt.

Tab. 2.8 „In pile“ Tests für beschichtete Hüllrohre

Anlage	Lizenznehmer	Brennstoff-lieferant	Datum Einsetzung	Datum Entnahme
Hatch	Southern Nuclear	GE/GNF	2018, 2020, 2022	2020, 2022
Vogtle	Southern Nuclear	GE/GNF	2019	2023
Vogtle	Southern Nuclear	Framatome	2019, 2020, 2022	2020, 2022
Vogtle	Southern Nuclear	Westinghouse	2023	
Byron	Constellation	Westinghouse	2016, 2019, 2020, 2022, 2023	2020, 2022
Clinton	Constellation	GE/GNF	2019, 2021, 2023	2021, 2023
ANO-1	Entergy	Framatome	2019, 2020, 2022	2020, 2022, 2024
Calvert Cliffs	Constellation	Framatome	2021, 2023, 2025	2023, 2025
Monticello	Xcel	Framatome	2021, 2023, 2025	2023, 2025

Framatome testet im KKW Vogtle Cr-beschichtete M5-Hüllrohre mit Cr_2O_3 -dotiertem UO_2 -Brennstoff. Dabei handelt es sich um vier LTA mit je vier LTR. Die Inspektionen nach dem zweiten Zyklus im Frühjahr 2022 zeigten einen guten Zustand der LTR ohne Anzeichen einer Delaminierung der Beschichtung. Die LTA wurden für einen dritten Zyklus wieder eingesetzt. Im Anschluss daran sollen die Inspektionen im Pool wiederholt und einige der LTR für weitere Untersuchungen in ein Labor transportiert werden /NIM 22/.

Bei dem seit März 2021 im KKW Calvert Cliffs eingesetzten LTA handelt es sich um das erste Testbrennelement, das vollständig mit Cr-beschichteten M5-Hüllrohren von Framatome bestückt ist. Als Brennstoff enthalten sie Cr-dotierte UO_2 -Pellets. Inspektionen nach dem ersten Zyklus ergaben einen guten Zustand der Brennstäbe und sie wurden für einen zweiten Zyklus wieder in den Reaktor eingesetzt /INL 23/.

Tab. 2.9 „In pile“ Tests für dotierte Brennstoffe

Anlage	Lizenznehmer	Brennstoff-lieferant	Datum Einsetzung	Datum Entnahme
Vogtle	Southern Nuclear	Framatome	2019, 2020, 2022	2023
Vogtle	Southern Nuclear	Westinghouse	2023	
Byron	Constellation	Westinghouse	2019, 2020, 2022, 2023	2020, 2022
Calvert Cliffs	Constellation	Framatome	2021, 2023, 2025	2023, 2025

Bezüglich des Einsatzes von zwei LTA mit insgesamt 16 Cr-beschichteten Hüllrohren und ADOPT-Brennstoff im KKW Byron berichtet Westinghouse, dass Untersuchungen im Reaktorpool gezeigt haben, dass sich an den beschichteten Hüllrohren weniger Ablagerungen gebildet haben als an unbeschichteten Hüllrohren. Weder an den Hüllrohren selbst noch an den Strukturgittern wurden Anzeichen von Schäden gefunden. Einige der LTR wurden für weitere Untersuchungen an das ORNL geliefert. Teile davon werden anschließend am INL verschiedenen Tests in der Transient Reactor Test Facility (TREAT) und im Advanced Test Reactor unterzogen /KAR 22/, /FAL 22/.

Tab. 2.10 „In pile“ Tests für FeCrAl-Hüllrohre

Anlage	Lizenznehmer	Brennstoff-lieferant	Datum Einsetzung	Datum Entnahme
Hatch	Southern Nuclear	GE/GNF	2018, 2020, 2022	2019
Clinton	Constellation	GE/GNF	2019, 2021, 2023	2021, 2023

Hierbei handelte es sich um Testeinsätze von FeCrAl-Rodlets, teils mit und teils ohne Brennstoff. Derzeit werden die Proben aus dem KKW Hatch am ORNL untersucht. Die Rodlets aus dem KKW Clinton sollen ab 2024 ebenfalls am ORNL untersucht werden /REB 23/.

Tab. 2.11 „In pile“ Tests für Uransilizid Brennstoff

Anlage	Lizenznehmer	Brennstoff-lieferant	Datum Einsetzung	Datum Entnahme
Byron	Constellation	Westinghouse	2016, 2019, 2020, 2022	2020, 2022

Tab. 2.12 „In pile“ Tests für erhöhten Abbrand

Anlage	Lizenznehmer	Brennstoff-lieferant	Datum Einsetzung	Datum Entnahme
Limerick	Constellation	GE/GNF	2021	2023
Byron	Constellation	Westinghouse	2023	

Tab. 2.13 „In pile“ Tests für erhöhte Anreicherung

Anlage	Lizenznehmer	Brennstoff-lieferant	Datum Einsetzung	Datum Entnahme
Vogtle	Southern Nuclear	Westinghouse	2023	

Mit Unterstützung des DOE und überwacht von der NRC hatten GNF, Westinghouse und Framatome seit Frühjahr 2018 LTA mit kurzfristig verfügbaren ATF-Technologien bereits in sieben Kernkraftwerke eingesetzt. Weitere Einsatz-Tests in anderen Kraftwerken sind in der Planung bzw. in der Umsetzung /NRC 24b/.

2.4.2.2 Belgien

In Belgien testet Westinghouse – ähnlich wie im KKW Byron in den USA – den Einsatz Cr-beschichteter Hüllrohre aus dem Grundwerkstoff Optimized ZIRLO™ im Rahmen einer Vereinbarung mit Engie Electrabel und ENUSA. Hier wird jedoch UO₂-Brennstoff anstelle von ADOPT-Pellets verwendet. Die vier Brennelemente mit insgesamt 32 LTR wurden in Doel-4 (3-Loop Druckwasserreaktor von Westinghouse) im Juni 2020 eingesetzt. Die LTR befinden sich an peripheren Positionen innerhalb der LTA. Inspektionen mit Unterwasserkameras im Pool im November 2021 zeigten auch hier im Vergleich zu den unbeschichteten Zr-Hüllrohren geringere Ablagerungen. Die Beschichtung zeigte sich intakt und Risse oder Delaminierungen der Beschichtung waren nicht erkennbar. Das Längenwachstum der LTR war dem der unbeschichteten Hüllrohre vergleichbar. Alle vier LTA wurden für den nächsten Zyklus wieder in den Reaktorkern geladen /FAL 22/. Abb. 2.9 zeigt Bilder der durchgeführten Inspektionen der LTA nach dem ersten Zyklus.

Nach dem zweiten Zyklus in Doel-4 durchgeführte Inspektionen ergaben ähnliche Ergebnisse und der Einsatz der LTA für den dritten Zyklus wurde genehmigt /INL 23/.

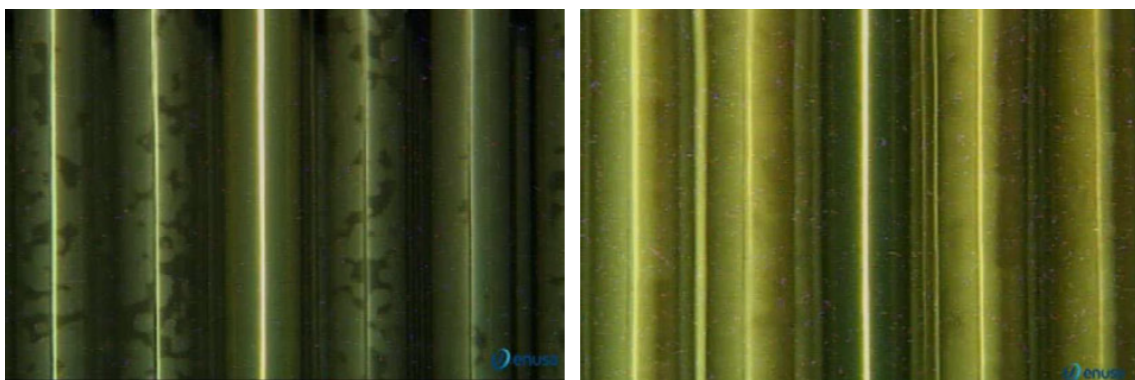


Abb. 2.9 Cr-beschichtetes Hüllrohr (mittleres der fünf dargestellten Hüllrohre) im Vergleich zu unbeschichteten Hüllrohren aus Optimized ZIRLO™ im unteren Bereich (linkes Bild) und oberen Bereich (rechtes Bild) eines LTA nach einem Zyklus in Doel-4 /FAL 22/

2.4.2.3 Schweiz

Im schweizerischen KKW Gösgen wurden ab dem Jahr 2016 im Rahmen des Programms IMAGO (Irradiation of Materials for Accident-tolerant Fuels in the Gösgen Reactor) für fünf Zyklen Cr-beschichtete Hüllrohrproben von Framatome der Bestrahlung unter DWR-Bedingungen ausgesetzt. Dabei wurden die Werkstoffproben so in den Führungsrohren einiger Brennelemente platziert, dass sie mit dem Kühlmittel in Kontakt kamen. Der Einsatz von LTR in Gösgen begann im Jahr 2019 im Rahmen des Folgeprojekts GOCHROM, sodass diese inzwischen drei Einjahreszyklen absolviert haben. Dabei handelt es sich um insgesamt 20 Cr-beschichtete Hüllrohre mit UO_2 - und teils mit dotiertem UO_2 -Brennstoff, die auf zwei Brennelemente verteilt sind /DUQ 21/. Nach dem ersten Bestrahlungszyklus wurde einer der LTR im Jahr 2021 entnommen und für Untersuchungen zum Paul-Scherrer-Institut transportiert. Weitere Untersuchungen und mechanische Tests sollen im Anschluss beim CEA in Cadarache erfolgen /VIO 22/. Auch nach dem zweiten Bestrahlungszyklus zeigten die LTR keine Anzeichen von Beschädigungen oder sonstiger Degradation der Oberfläche. Die meisten der LTR werden nach dem fünften Zyklus entnommen werden. Nur ein kleiner Teil soll für einen sechsten Zyklus im KKW Gösgen belassen werden, um schließlich einen Abbrand von mehr als 70 GWd/t zu erreichen /NIM 22/.

Im SWR des KKW Leibstadt wurden LTR mit dem ADOPT™ Brennstoff von Westinghouse eingesetzt. Einige dieser LTR, die inzwischen einen hohen Abbrand erreicht haben, sollten im Jahr 2023 entnommen und für Untersuchungen nach Schweden gebracht werden /KAR 22/. Drei Brennstäbe, davon zwei mit ADOPT™-Pellets, waren nach acht Zyklen aus dem Reaktor des KKW Leibstadt entnommen worden, um sie hinsichtlich des Vorliegens und der Orientierung von Hydriden im Hüllrohr (Zircaloy-2) zu untersuchen. Die Ausrichtung der Hydride im Hüllrohr hat einen Einfluss auf die Duktilität des Werkstoffs, wobei eine radiale Ausrichtung die Werkstoffeigenschaften am stärksten beeinträchtigt. Ergebnisse einer japanischen Studie, in der Brennstäbe aus dem KKW Oskarshamn-3 untersucht worden waren, hatten zuvor darauf hingedeutet, dass bei der Verwendung von ADOPT™ Brennstoff der Anteil radial ausgerichteter Hydride erhöht sein könnte. Dieser Zusammenhang konnte anhand der untersuchten Proben aus dem KKW Leibstadt nicht belegt werden /HEL 22/.

2.4.2.4 Frankreich

Auch in Frankreich ist der Einsatz von chrombeschichteten ATF-Testbrennstäben geplant. Framatome lieferte im Jahr 2023 36 LTRs an ein Kernkraftwerk der Electricité de France (EDF) in Frankreich. Um welches KKW es sich dabei handelt, wurde nicht bekannt gegeben /INL 23/.

Chromdotierte Brennstoffpellets von Framatome wurden in Frankreich bereits ab 1997 testweise eingesetzt. Damals wurden vier Brennelemente mit LTR mit chromdotiertem Brennstoff in Zircaloy-4 Hüllrohren für fünf Zyklen in einem DWR von EDF eingesetzt. Ab 2001 wurden chromdotierte Pellets in M5-Hüllrohren in einem der 1.300 MW Reaktoren eingesetzt. Im Jahr 2005 wurden vier LFA mit dieser Brennstoff-Hüllrohr-Kombination in einem Reaktor der 1.300 MW-Klasse eingesetzt /NNL 20/.

2.4.2.5 Russland

Seit September 2021 werden in Block 2 des KKW Rostov drei LTA mit je zwölf LTR vom Typ TVS-2M von TVEL testweise eingesetzt. Je sechs der LTR verfügen dabei über Hüllrohre aus einer Chrom-Nickel-Legierung, die anderen Hüllrohre der LTR sind Cr-beschichtete Zr-Hüllrohre. Als Brennstoff enthalten sie UO_2 . Nach Vollendung ihres ersten 18-monatigen Betriebszyklus wurden sie im März 2023 für einen zweiten Zyklus erneut in den Reaktor eingesetzt /ROS 23a/, /WNN 22/.

2.4.3 EU-Taxonomieverordnung

Der Übergang zu einer CO_2 -armen, nachhaltigeren, ressourceneffizienten Kreislaufwirtschaft in Übereinstimmung mit den Zielen für nachhaltige Entwicklung ist für die Sicherung der langfristigen Wettbewerbsfähigkeit der Wirtschaft in der Europäischen Union von zentraler Bedeutung. Daher wurde basierend auf der 2015 von der Generalversammlung der Vereinten Nationen verabschiedeten Agenda 2030 für nachhaltige Entwicklung die EU-Offenlegungsverordnung 2019/2088 /EUR 19/ erlassen. Ziele waren dabei die Förderung nachhaltiger Entwicklungen, die Verhinderung von Greenwashing, die Erhöhung der Transparenz bezüglich der Nachhaltigkeit und die Stärkung von Investitionen in nachhaltige Wirtschaftstätigkeiten. Seit dem Inkrafttreten der sogenannten EU-Taxonomieverordnung /EUR 20/ am 01. Januar 2022 ergänzen deren Artikel 5 bis 7 die produktbezogenen Offenlegungspflichten der Offenlegungsverordnung. Die EU-Taxonomieverordnung heißt mit ihrem vollen Namen „Verordnung (EU) 2020/852 des

Europäischen Parlaments und des Rates vom 18. Juni 2020 über die Einrichtung eines Rahmens zur Erleichterung nachhaltiger Investitionen und zur Änderung der Verordnung (EU) 2019/2088“. Dabei geht es um die zentrale Frage, ob und in welchem Maße eine Wirtschaftstätigkeit als ökologisch nachhaltig eingestuft werden kann. Auf Basis dieser Einstufung erfolgt dann die Ermittlung des Grades der ökologischen Nachhaltigkeit von einzelnen Investitionen. Unternehmen, die zur nicht-finanziellen Berichterstattung unter der Richtlinie (EU) 2022/2464 (Corporate Sustainability Reporting Directive, CSRD) verpflichtet sind, müssen künftig in ihre nicht-finanziellen Erklärungen Angaben darüber aufnehmen, wie und in welchem Umfang die Tätigkeiten des Unternehmens mit ökologisch nachhaltigen Wirtschaftstätigkeiten verbunden sind. Auch müssen Finanzmarktteilnehmer, wie z. B. Investmentfonds, in ihrem Portfolio über den Anteil an ökologisch nachhaltigen Investitionen im Sinne der Verordnung berichten. Bei der Taxonomieverordnung handelt es sich also nicht um ein Instrument der EU-Energiepolitik, sondern um ein Instrument, mit dem auf den Finanzmärkten für mehr Transparenz im Hinblick auf die Nachhaltigkeit von Investitionen aus dem Privatsektor gesorgt werden soll.

Die Sachverständigengruppe für nachhaltiges Finanzwesen, die die Europäische Kommission zur Taxonomie berät, hat die Kernenergie als CO₂-arme Energiequelle anerkannt. Dies deckt sich mit den Standpunkten internationaler Organisationen, wie beispielsweise des Weltklimarates (IPCC), der OECD und der Wirtschaftskommission der Vereinten Nationen für Europa. Demnach sind die CO₂-Emissionen von Kernkraftwerken im Verlauf ihres Lebenszyklus nicht höher bzw. sogar niedriger als die CO₂-Emissionen aus erneuerbaren Energiequellen /EUR 22a/. Als Phasen des Lebenszyklus werden im Bericht des Joint Research Centre der Europäischen Kommission (JRC) der Abbau von Uranerz und dessen Verarbeitung in Uranmühlen, die Konversion zu Uranhexafluorid, die Anreicherung, die Herstellung des Brennstoffs und Montage von Brennelementen, die Wiederaufbereitung von Brennstoff, die Herstellung von MOX-Brennstoff, der Betrieb eines Kernkraftwerks sowie die Lagerung und Entsorgung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente eingeschlossen /JRC 21/. Von deutscher Seite gab es demgegenüber Kritik an der Aufnahme der Nutzung der Kernenergie, nicht jedoch der Nutzung von Erdgas, zur Stromerzeugung in die Taxonomie durch den ergänzenden delegierten Rechtsakt. Begründet wurde dies damit, dass die Kernenergie, auch in Form neuer Reaktorkonzepte einschließlich SMR, zu viele Risiken berge und zu teuer sei. Planungs- und Bauprozesse seien zu langwierig, um einen Beitrag zum Ziel der Klimaneutralität leisten zu können. Die Einstufung der Kernenergie als nachhaltig widerspreche zudem dem Nachhaltigkeitsverständnis deutscher Verbraucher. Insgesamt

beschädige die Aufnahme der Kernenergienutzung daher die Taxonomie als Ganzes.
/BMU 22/

Weniger eindeutig waren die Ausführungen hinsichtlich der anderen Umweltauswirkungen der Kernenergie und zu der Frage der Vereinbarkeit mit dem Kriterium der „Vermeidung erheblicher Beeinträchtigungen“. Basierend auf diesem Umstand richtete die Kommission ein spezifisches Verfahren ein, das eine technische Bewertung durch die JRC als den wissenschaftlichen Dienst der Europäischen Kommission beinhaltet. Der erarbeitete Bericht des JRC /JRC 21/ wird kontrovers diskutiert. Kritiker werfen dem Bericht eine unvollständige, methodisch unzulängliche und stark vereinfachende Darstellung vor. An anderen Stellen werden ähnliche Argumentationen sinngemäß zu anderen Vorschlägen der EU-Kommission vorgetragen. Der Bericht wurde auch von Sachverständigen der Mitgliedstaaten für Strahlenschutz und Abfallentsorgung sowie von Sachverständigen des Wissenschaftlichen Ausschusses „Gesundheitsrisiken, Umweltrisiken und neu auftretende Risiken“ überprüft. Obwohl von deutscher Seite klare Bedenken bezüglich der Aufnahme der Kernenergie in die Taxonomieverordnung geäußert wurden, da ihr Einsatz Nachhaltigkeitsziele verletze, die Sicherheit der Anlagen weiterhin kritisch gesehen wird und ihr Nutzen unklar sei (/BMW 22/, /BAS 22/), kommen der Bericht und die Überprüfungen insgesamt zu dem Schluss, dass die Einhaltung der Sicherheitsstandards und der Anforderungen an die Entsorgung radioaktiver Abfälle gemäß dem Rechtsrahmen in den EU-Mitgliedstaaten ein hohes Schutzniveau für die Umwelt und die Menschen gewährleistet. Da die Taxonomie durch die EU-Kommission als delegierter Rechtsakt angelegt wurde, ist keine Zustimmung des Parlaments und der Mitgliedsstaaten erforderlich. Es ist dem Parlament jedoch möglich, ihn durch einen Einspruch zu blockieren /TAG 22/. Im Europäischen Parlament wurde am 06. Juli 2022 über einen solchen Einwand gegen die Einstufung von Kernenergie und Gas in der Taxonomie abgestimmt. Mit 278 Ja-Stimmen, 328 Nein-Stimmen und 33 Enthaltungen wurde der Einwand abgelehnt. Ob die deutschen Abgeordneten sich dabei geschlossen für eine Position entschieden hatten, ist nicht klar erkennbar. Die Ergebnisse der namentlichen Abstimmung sind jedoch in /EUR 22b/ einsehbar.

In der die Taxonomieverordnung ergänzenden delegierten Verordnung (EU) 2022/1214 vom 09. März 2022 /EUR 22c/ wird die Rolle, die bestimmte Energietätigkeiten im Hinblick auf die Förderung der Dekarbonisierung spielen können, für einen begrenzten Zeitraum anerkannt, bis bessere technische Alternativen auf der Grundlage erneuerbarer oder CO₂-armer Technologien ausgereift sind. So wurden insbesondere bestimmte

Tätigkeiten im Kernenergiebereich in den delegierten Rechtsakt aufgenommen, die – unter Einhaltung strenger Anforderungen an die nukleare Sicherheit und die Umweltsicherheit – einen Beitrag zum Übergang der EU zur Klimaneutralität leisten können. Konkret betrifft dieser ergänzende delegierte Rechtsakt zur Klimataxonomie folgende Tätigkeiten im Kernenergiebereich:

- Fortgeschrittene Technologien mit geschlossenem Brennstoffkreislauf („Generation IV“), um Anreize für Forschung und Innovation im Hinblick auf Zukunftstechnologien zu geben, die auf die Verbesserung der Sicherheitsstandards und die Minimierung der Abfälle abzielen
- Bau und Betrieb neuer Kernkraftwerke zur Erzeugung von Strom oder Wärme, die die besten verfügbaren Technologien nutzen („Generation III+“) bei Erteilung der Baugenehmigung bis 2045
- Bis zum Jahr 2040 genehmigte Änderungen bestehender kerntechnischer Anlagen zwecks Laufzeitverlängerung

Als Bedingungen für die Aufnahme von Kernenergie­tätigkeiten in die Taxonomie werden in der ergänzenden delegierten Verordnung (EU) 2022/1214 Bewertungskriterien und Anforderungen festgelegt, die über den bestehenden Rechtsrahmen hinausgehen. So müssen ein Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle, ein Fond für die Entsorgung radioaktiver Abfälle und für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen sowie ein Plan für die Inbetriebnahme eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle bis zum Jahr 2050 vorhanden sein. Weiterhin muss die „beste verfügbare Technologie“ genutzt und ab dem Jahr 2025 unfalltoleranter Brennstoff eingesetzt werden.

Bezüglich der Auswirkungen der Taxonomie-Regulierung ist bislang noch nicht absehbar, wie die Finanzmärkte auf die Ausweitung auf die Kernenergie reagieren werden. Experten sind der Ansicht, dass dies an den Finanzströmen nicht viel ändern werde, da jeder selbst entscheide, wo er investiere und die Einstufung der Kernenergie in der Taxonomie nicht über wirtschaftliche Schwächen der Technologien hinwegtäuschen könne. Investitionen in erneuerbare Energien werden als weiterhin attraktivere Option für Anleger eingeschätzt. Auch daran, dass Kernenergieprojekte aus nachhaltigen Fonds ausgeschlossen sind, werde ihre Einstufung in der Taxonomie voraussichtlich nichts ändern, da ihre Aufnahme in solche Fonds mögliche Anleger irritieren und einen Verlust an Glaubwürdigkeit nach sich ziehen könnte. Anleger und Investoren seien skeptisch und nähmen grüne Bonds, die sich an Nuklearprojekten beteiligen, nicht in ihr

Portfolio auf /CAP 22/, /KPM 22/, /DEB 22/. Es sei allerdings möglich, dass es irgendwann bevorzugte Finanzierungsbedingungen für „moderne Formen der Kernenergie“ geben könne /CAP 22/. So habe EDF einen grünen Finanzierungsbond in Höhe von 8 Mrd. € in Aussicht gestellt, veräußert dabei aber Anleihen sowohl mit als auch ohne Nuklearprojekte, um Anlegern auch Investitionen in rein nicht-nukleare Projekte zu ermöglichen. Dabei hänge das Verhalten der Anleger von deren Wahrnehmung und der gesellschaftlichen Akzeptanz der Kernenergie ab. So könne die Einstufung der Kernenergie in die Taxonomie beispielsweise in Frankreich dazu beitragen, benötigte Gelder zu mobilisieren, wohingegen in Ländern mit eher kritischer Einstellung zur Kernenergie die Investition in nukleare Projekte dadurch nicht automatisch attraktiver werde /DEB 22/. Speziell in Bezug auf das Thema „Accident Tolerant Fuel“ kann somit festgehalten werden, dass Aktivitäten in diesem Bereich, beginnend mit der Finanzierung bis hin zu den Forschungs- und Umsetzungsarbeiten, prinzipiell als ökologisch nachhaltige Wirtschaftstätigkeiten in den Geschäftsberichten beteiligter Firmen klassifiziert werden können. Ob diese Möglichkeit auf einzelne Investitionsentscheidungen von Firmen Einfluss nimmt, kann aktuell an dieser Stelle nicht ermittelt werden.

Nach dem Austritt Großbritanniens aus der EU erarbeitet die dortige Regierung, unterstützt durch die Beratung der Green Technical Advisory Group (GTAG) und im Dialog mit Marktteilnehmern, eine eigene Taxonomie für nachhaltige Investitionen, wobei dort anstelle von „nachhaltig“ der Begriff „grün“ verwendet wird. Diese „UK Green Taxonomy“ wird in der im März 2023 herausgegebenen Green Finance Strategy /HMG 23/ als Werkzeug zur Stärkung von Investitionen in Aktivitäten, die den Übergang zu einer klimaneutralen Wirtschaft unterstützen, angekündigt. In der Green Finance Strategy wird auch der Kernenergie eine bedeutende Rolle beim Erreichen der Klimaziele zugesprochen. Laut Finanzminister Jeremy Hunt soll die Kernenergie ebenfalls in die UK Green Taxonomy aufgenommen werden, um ihr Zugang zu den gleichen Finanzierungsanreizen zu verhelfen, die durch die Taxonomie für erneuerbare Energien vorgesehen sind /HUN 23/. Dies sei jedoch noch Gegenstand einer Konsultation, die für Herbst 2023 angekündigt war, aber aufgeschoben wurde /RES 24/.

Nach der Aufnahme der Kernenergie in die EU-Taxonomie durch den delegierten Rechtsakt bildete nucleareurope, der Branchenverband der europäischen Kernenergie-Wirtschaft, eine Ad-hoc Arbeitsgruppe aus Experten verschiedener europäischer Staaten, die sich mit der Bedeutung der enthaltenen Bedingungen für die Anerkennung kerntechnischer Projekte als nachhaltig im Sinne der Taxonomie befasste. Hinsichtlich der

Bedingung, dass ab dem Jahr 2025 unfalltolerante Brennstoffe eingesetzt werden sollen, ging es dabei insbesondere um die Formulierung, dass solche Brennstoffe bereits am Markt verfügbar seien. Daraus schloss die Arbeitsgruppe, dass auch solche Brennstoffe, die heute bereits kommerziell eingesetzt werden, als unfalltolerante Brennstoffe im Sinne des delegierten Rechtsakts zu bezeichnen sind, wenn sie hauptsächlich mit dem Ziel entwickelt wurden, die Sicherheit in Unfallsituationen zu verbessern. Um die noch in der Entwicklung befindlichen, noch nicht kommerziell verfügbaren ATF-Konzepte von diesen abzugrenzen, werden diese von nucleareurope als „Enhanced Accident Tolerant Fuel“ (E-ATF) bezeichnet. Somit gelangte die Gruppe zu dem Schluss, dass die heute in den meisten Anlagen bereits eingesetzten Brennstofftechnologien bereits die Anforderungen der EU-Taxonomie erfüllen. Als Beispiele werden geläufige Brennstoffpellets für DWR und SWR, die bereits Verbesserungen hinsichtlich ihrer Duktilität aufweisen, die Hüllrohrwerkstoffe Optimized ZIRLO und M5 sowie die zuletzt eingeführten, in ihrer mechanischen Stabilität durch Änderungen der Legierung verbesserten Brennelementkästen für SWR aus Low-Tin ZIRLO bzw. der Zirkoniumlegierung NSF genannt. Demgegenüber befinden sich alle als E-ATF bezeichneten Konzepte noch im Teststadium. Sie sind von keiner nationalen Aufsichtsbehörde für den regulären Einsatz genehmigt und werden nicht im industriellen Maßstab gefertigt und nicht kommerziell vertrieben, weshalb sie nach Ansicht der Arbeitsgruppe von nucleareurope durch die Angaben, die ATF im Sinne der EU-Taxonomie definieren, nicht gemeint sein können /NUC 23/, /REV 23/.

Auch von Seiten der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) wurde angemerkt, dass die Technical Screening Criteria des delegierten Rechtsakts keine Definition von ATF liefern und daher nicht klar zu entscheiden ist, ob die bereits eingesetzten Brennstoffe im Sinne der Taxonomieverordnung anerkannt werden können. Die Reactor Harmonization Working Group (RHWG) der WENRA diskutierte daraufhin im November 2023 Herausforderungen im Zusammenhang mit der Entwicklung neuer Brennstoffe und wertete Erfahrungen bezüglich deren Genehmigung aus. Ziel dieser Arbeiten war es jedoch nicht, Anforderungen an ATF zu formulieren oder zu erörtern, unter welchen Voraussetzungen ein Brennstoff als ATF bezeichnet werden kann /WEN 24/. Das erstellte Positionspapier kommt zu dem Schluss, dass Brennstoffe, die momentan in Kernkraftwerken eingesetzt werden, gegenüber anfänglichen Brennstoffdesigns bereits fortgeschritten sind und es weiterhin Entwicklungen gibt, die auf eine bessere Beständigkeit des Brennstoffs bei Unfällen und eine höhere Zuverlässigkeit im Normalbetrieb abzielen. Bezüglich der für die Genehmigung neuer Brennstoffe

benötigten Zeit gibt es Unterschiede in den Mitgliedsstaaten. Allgemein können Tests und Genehmigung neuer Brennstoffe jedoch wegen der hohen Anforderungen nicht schnell durchgeführt werden, sondern bis zu 15 Jahre in Anspruch nehmen. Wie viel Zeit tatsächlich benötigt wird, hängt auch davon ab, wie stark der neue Brennstoff vom bestehenden Brennstoffdesigns abweicht und in welchem Ausmaß bereits Erfahrung mit dessen Einsatz verfügbar ist /WEN 23/.

Bezüglich der Aussage „Accident Tolerant Fuel for nuclear power plants which provides additional protection against accidents resulting from structural damages to fuel or reactor components has become available in the market.“, wie sie im ergänzenden delegierten Rechtsakt zur Klimataxonomie enthalten ist, lassen sich abschließend folgende Schlussfolgerungen formulieren. Zunächst einmal ist hinsichtlich der Bezeichnung „Accident Tolerant“ anzumerken, dass mit keinem bisher entwickelten Brennstoffkonzept eine vollständige Unfalltoleranz garantiert ist. Erzielt werden kann jedoch eine Verzögerung des Unfallablaufs. Dadurch steht mehr Zeit zur Verfügung, um Gegenmaßnahmen einzuleiten. Näher bezeichnet wird der Begriff „Accident Tolerant Fuel“ durch den angeschlossenen Nebensatz „which provides additional protection against accidents“. Dies lässt darauf schließen, dass hier mit „Accident Tolerant Fuel“ kein Konzept gemeint ist, das Unfälle gänzlich ausschließen würde, sondern ein Brennstoff, der zusätzlichen Schutz, also ein verbessertes Verhalten gegenüber anderen Brennstoffdesigns zeigt. Hier fehlt allerdings eine Angabe dazu, im Vergleich zu welchen Brennstoffdesigns der hier gemeinte Brennstoff diese zusätzlichen Schutzeigenschaften aufweisen soll. Entsprechend der Ansicht von nucleareurope könnte dies sowohl der aktuell verwendete Brennstoff sein, der gegenüber früher eingesetzten Brennstoffen bereits Verbesserungen aufweist, als auch ATF im engeren Sinne, der gegenüber dem heute eingesetzten Brennstoff zu weiteren Verbesserungen führen kann. Die Formulierung „which provides additional protection against accidents“ ist allerdings darüber hinaus irreführend, da der Brennstoff selbst – unabhängig von seiner Beschaffenheit – nicht vor Unfällen schützt, sondern höchstens dazu beitragen kann, die Folgen eines Unfalls abzumildern. Diskussionswürdig ist schließlich auch die Aussage „has become available“ am Ende des Satzes. Das einzige, klassischerweise unter der Bezeichnung ATF geführte Konzept, das bereits kommerziell verfügbar ist, sind dotierte Brennstoffpellets. Dabei ist allerdings fraglich, ob die Dotierung des Brennstoffs allein einen Brennstoff bereits zu ATF macht. Konzepte, die von den Anbietern als ATF beworben werden, umfassen stets sowohl Verbesserungen der Pellets, wie beispielsweise die Dotierung, und der Hüllrohre, wie etwa eine Beschichtung oder alternative Legierungen. Diese unter der Bezeichnung ATF

geführten Brennstoff-Hüllrohr-Kombinationen befinden sich jedoch noch in der Erprobung und sind nicht kommerziell verfügbar. Wie schon nucleareurope festgestellt hat, handelt es sich bei den am Markt verfügbaren Brennstoffkonzepten zwar um solche, die bereits Verbesserungen bezüglich ihres Verhaltens aufweisen, aber nicht als unfalltolerant im eigentlichen Sinne angesehen werden. Die uneinheitliche Definition und Verwendung des Begriffs „Accident Tolerant Fuel“ und auch das Fehlen einer Definition dessen, was an dieser Stelle im ergänzenden delegierten Rechtsakt der Klimataxonomie mit Accident Tolerant Fuel gemeint ist, erschwert folglich die Deutung dessen, was als nachhaltige Aktivität im Bereich der Nutzung der Kernenergie im Sinne der Klimataxonomie anzusehen ist. Die Aussage „has become available“ ist irreführend, da nicht erkennbar ist, ob der Begriff ATF damit auf verfügbare Brennstoffe ausgeweitet werden soll oder ob irrtümlich angenommen wurde, ATF im engeren Sinne sei bereits verfügbar.

2.5 Technology Readiness Level

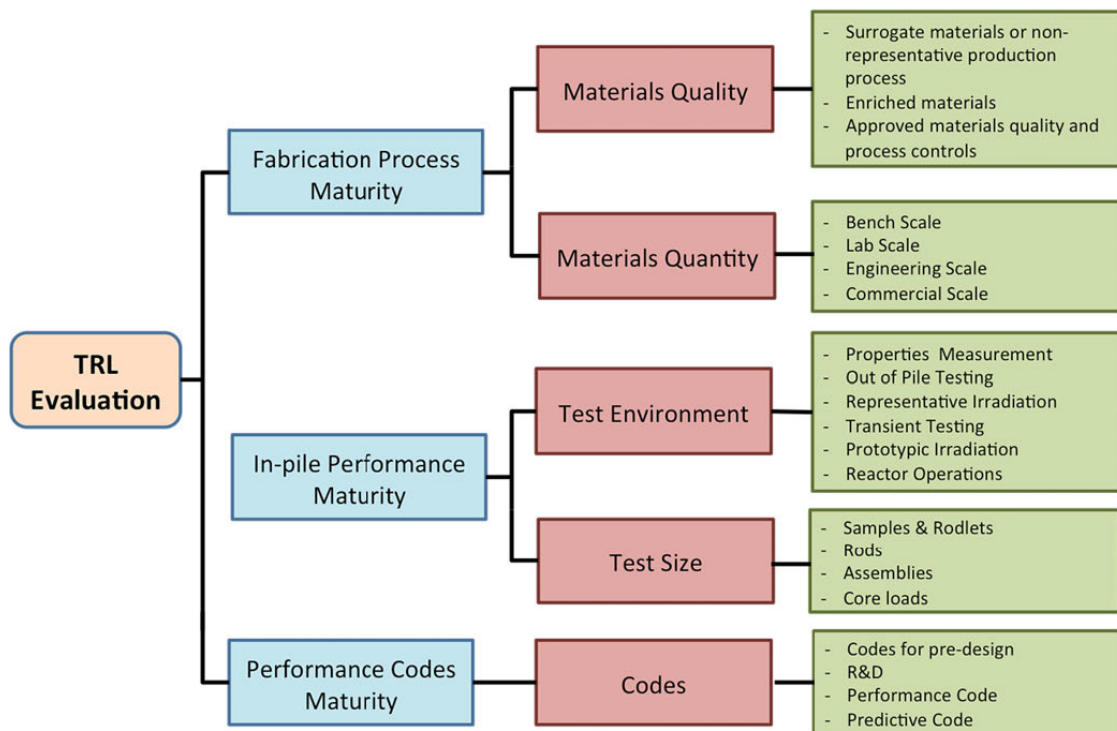
Das sogenannte Technology Readiness Level (TRL) Bewertungssystem dient der standardisierten Bestimmung von Technologiereifegraden und ermöglicht somit neben einer absoluten Bestimmung des Reifegrades einer Technologie auch den Vergleich zwischen verschiedenen Technologien. Mittlerweile wurde das aus den USA stammende TRL-System in seinen Grundzügen nahezu bzw. mit nur bedingten nationalen Einschränkungen weltweit übernommen. Die Bewertungsskala wird inzwischen routinemäßig bei der Bewertung, z. B. von Technologien, Technologieinvestitionsvorschlägen etc., berücksichtigt. Um eine entsprechende Auflösung bieten zu können, besitzt die TRL-Skala neun Stufen, um den vollständigen Bereich von einer wissenschaftlichen Idee bis hin zu einer vollständig entwickelten Anwendung und deren breitem Einsatz zu klassifizieren. Je nach Technologiesparte mit den dort herrschenden Besonderheiten werden hinsichtlich eines größeren Detaillierungsgrads oft anwendungsspezifische Kriterien hinzugefügt.

Somit ist die Bewertungsmöglichkeit, besonders bei langwierigen, teuren Forschungen, Entwicklung und Demonstration, wie in dem hier vorliegenden Themenbereich der Brennstoff- und Hüllrohr-Technologie auch effektiv als Management- und Verfolgungsinstrument einsetzbar. Dass das System auch auf einfache Art und Weise visualisierbar ist, hat die breite Anwendung der Klassifizierung sicher auf breiter Front unterstützt.

Das INL hat eine auf die etablierten Qualifizierungsprozesse von Kernbrennstoffen zugeschnittene und damit spezifischere TRL-Definition festgelegt. Diese Prozesse umfassen eine Abfolge von Schritten, wie z. B. die Out-of-Pile-Studien, den Einsatz in Testreaktoren, den Einsatz von LTR und LTA in kommerziellen Reaktoren, das Laden vollständiger Kerne bis hin zur weitverbreiteten, langfristigen und standardmäßigen Nutzung der Technik. Dabei wird die Notwendigkeit einer Unterscheidung von zwei Schlüsselaspekten der Brennstoffentwicklung gesehen. Diese beiden Aspekte sind die Reife des Herstellungsprozesses und die Reife des ATF an sich. Beide werden jeweils für sich im Hinblick auf die Einsatzbereitschaft bewertet. Im State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels der OECD/NEA /NEA 18/ wurde dazu von den beteiligten Experten als weiterer Aspekt die Reife von Brennstoffleistungs-codes hinzugefügt, die als unabdingbare Notwendigkeit für die Entwicklung, Bewertung und Genehmigung neuer Brennstoffsysteme gilt. Eine umfassende TRL-Definition soll eine Klassifizierung für jedes dieser drei Elemente umfassen. Dieses Bewertungsschema anhand der drei genannten Aspekte ist in Abb. 2.10 dargestellt. Ein sich dabei ergebendes Problem ist jedoch darin zu sehen, dass die Bestimmung der TRL selbst zu einem zunehmend komplexeren, vielschichtigen Vorgang wird.

Auch wurde von den INL-Forschern vorgeschlagen, die Schritte von TRL 1 bis TRL 9 anhand von Schlüsselkriterien des Forschungs- und Entwicklungsprozesses zu definieren, wie in Abb. 2.11 dargestellt ist. Die wichtigsten Leistungsindikatoren können dann für die drei Entwicklungskategorien Reife des Herstellungsprozesses, Reife des Brennstoffs und Reife der Brennstoffperformance-Codes besser erkennbar kategorisiert werden. Diese Kategorisierung gibt in der Folge eine klare Richtung für die Identifizierung der spezifischen TRL der jeweiligen Technologie vor.

Eine wichtige Randbedingung ist auch der Umstand, dass für das ermittelte TRL die Erfüllung aller vorherigen TRL-Kriterien erforderlich ist, d. h. wenn Elemente von TRL 3 für eine der Entwicklungskategorien unvollständig sind, aber einige Elemente von TRL 4 erreicht wurden, ist bei einer konsequenten Anwendung der Regeln weiterhin TRL 3 anzusetzen.



Source: OECD (2014) and Carmack et al. (2017).

Abb. 2.10 Zusammenfassung der TRL-Bewertungselemente und -Attribute /NEA 18/

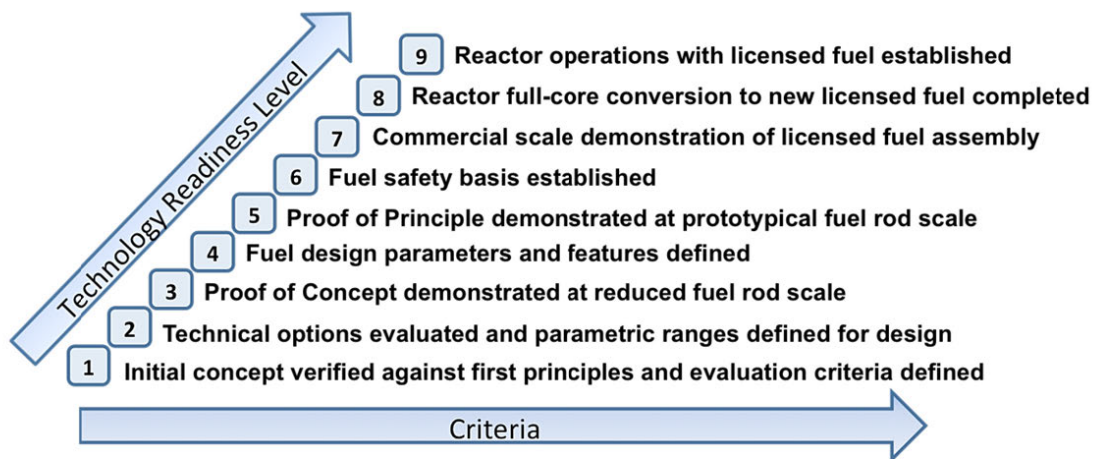


Abb. 2.11 Beispiel für benannte Schlüsselkriterien der TRL-Stufen /NEA 18/

Die folgenden Abbildungen stellen die zu erfüllenden Anforderungen für die Zuordnung bestimmter TRL dar. Abb. 2.12 bezieht sich dabei auf die TRL-Klassifizierung für den Herstellungsprozess.

Approved materials quality and process controls	TRL 4-5	TRL 6	TRL 7	TRL 8-9
Enriched materials	TRL 4	TRL 4-5		
Surrogate materials	TRL 3			
	Bench Scale (1g-1kg)	Lab Scale (1-10 kg)	Engineering Scale (10 -100kg)	Commercial Scale (> 1 ton)

Approximate Yearly Throughput

Abb. 2.12 Beispiel des Zusammenhangs einer TRL-Intervall Klassifizierung für die Reife des Fertigungsprozesses, basierend auf der erzielten Produktionsmenge /NEA 18/

Abb. 2.13 veranschaulicht die TRL-Klassifizierung der Brennstofftechnologie im Hinblick auf ihre Erprobung anhand der für das Erreichen der jeweiligen Level zu erfüllenden Anforderungen.

Multiple assemblies (core loads)						TRL 8-9
Few assemblies					TRL 7	TRL 8
Rods		TRL 4	TRL 5	TRL 5-6	TRL 6	
Samples & rodlets	TRL 4	TRL 4	TRL 4	TRL 5	TRL 5	
	Fundamental property measurements	Out-of-pile testing	In-pile testing representative spectrum	Transient testing	In-pile testing prototypic spectrum	Reactor Operations

Note that the following nomenclature applies – “Rods” refers to full-length fuel rods, while “Rodlets” refers to partial-length fuel rods.

Abb. 2.13 Beispielhafte Klassifizierung der Reife des Brennstoffs von Out-of-Pile-Tests bis hin zum Einsatz im Reaktor /NEA 18/

Basierend auf den in den beiden Abbildungen Abb. 2.12 und Abb. 2.13 dargelegten Klassifizierungen wurde eine Kriterien-Tabelle für jedes der TRL (siehe Tab. 2.14) erstellt. Dabei wurden die TRL-Definitionen primär aus technischer Sicht entwickelt.

Vor einer Einführung von ATF-Technologien im Bereich der kommerziellen Reaktoren ist die Einhaltung der notwendigen Sicherheitsstandards und -kriterien erforderlich. Somit können auch TRL-Definitionen für die Lizenzierung als Teil des Entwicklungsprozesses gesehen werden. Bei einem Erreichen des TRL 4 kann die zuständige Regulierungsbehörde davon ausgehen, dass bezüglich der Technologie eine Antragstellung/der Einsatz von Lead-Test-Komponenten (LTR, LTA) bevorsteht. Umgekehrt kann die Regulierungsbehörde bei einem Einsatz von Technologien des TRL 7 (Commercial scale demonstration of licensed fuel assemblies) (länderabhängig) davon ausgehen, dass eine weitere Klärung der Lizenzlage ansteht, da dann ausreichende Daten für die Zulassung als neues Brennstoffsystem verfügbar sein sollten.

Ansonsten ist auch der Umstand von Bedeutung, dass das Thema TRL einer gewissen projektspezifischen Dynamik unterliegt. Das soll heißen, dass im Verlauf der weiteren Entwicklung durchaus unerwartete Ergebnisse, wie z. B. unzureichende Performance von Komponenten gegen Bestrahlung oder anderen Einflüssen auftreten können, die dann neue Lösungen und somit zunächst einen Rückschritt im TRL-Level bedingen können.

Somit stehen die drei Begriffe „Proof of concept“, „Proof of Principle“ und „Proof of Performance“ jeweils für eines der drei TRL-Intervalle Level 1 – 3, Level 4 – 6 und Level 7 – 9.

Gemäß der im State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels, /NEA 18/ bereitgestellten TRL-Definition wurde auf Basis eines Konsenses der beteiligten Experten eine erweiterte Bewertungsgrundlage verwendet. Dies zeigt die folgende Tab. 2.15. Dabei werden Fortschritte in den Bereichen Bestrahlung, Herstellung, Sicherheit für Normalbetrieb und zu erwartende betriebliche Ereignisse (AOO) sowie Sicherheit für nicht Auslegungs- und auslegungsüberschreitende Störfälle (DBA, DEC) der Einordnung zugrunde gelegt.

Tab. 2.14 Zusammenfassung der TRL-Definitionen für fortschrittliche Kernbrennstoffe und Hüllrohrtechnologien

TRL	Funktion	Definition
1	Proof of concept	Ein neues Konzept wird vorgeschlagen. Technische Optionen für das Konzept werden identifiziert und relevante Literaturdaten überprüft. Kriterien werden entwickelt.
2		Technische Optionen werden bewertet. Der Leistungsbereich und die Parameterbereiche des Herstellungsprozesses werden auf der Grundlage einer Analyse definiert.
3		Konzepte werden durch Experimente und Charakterisierung im Labormaßstab verifiziert. Der Herstellungsprozess wird mit Hilfe von Surrogaten überprüft.
4	Proof of principle	Herstellung kleiner Proben (z. B. Teilstäbe) im Labormaßstab. Bestrahlungsprüfung von Teilstäben in einer relevanten Umgebung. Designparameter und -Funktionen werden festgelegt. Grundlegende Eigenschaften werden zusammengestellt.
5		Herstellung von Stäben voller Länge unter Verwendung prototypischer Materialien im Labormaßstab. Bestrahlungstests der Stäbe in einer relevanten Umgebung (Testreaktor). Primäre Leistungsparameter mit repräsentativen Zusammensetzungen unter normalen Betriebsbedingungen werden quantifiziert. Brennstoffzusammensetzungen unter normalen Betriebsbedingungen werden quantifiziert. Brennstoffverhaltensmodelle werden zur Verwendung in Brennstoffleistungscores entwickelt.
6		Herstellung von Testbrennstäben unter Verwendung prototypischer Materialien im Labormaßstab und unter Verwendung prototypischer Herstellungsverfahren. Bestrahlungstests der Stäbe in relevanten (Testreaktor) und prototypischen (kommerziellen LWR) Umgebungen (stationäre und transiente Tests) ^{a)} . Prädiktive Brennstoffleistungscores und Sicherheitsgrundlagen werden festgelegt.
7	Proof of performance	Herstellung von Testbrennelementen unter Verwendung prototypischer Materialien im technischen Maßstab und unter Verwendung prototypischer Herstellungsprozesse (auch als Lead Use Assemblies bezeichnet). Bestrahlungstests der Testbrennelemente in einer prototypischen Umgebung (kommerzieller LWR) ^{b)} . Prädiktive Brennstoffleistungscores werden validiert. Sicherheitsbasis für den Betrieb eines Vollkerns wird geschaffen.
8		Herstellung einiger Kernladungen Brennstoff und Betrieb eines kommerziellen Reaktors mit diesem Brennstoff.
9		Routinemäßiger Betrieb im kommerziellen Maßstab. Mehrere Reaktoren in Betrieb.

a) Erste in einem kommerziellen LWR bestrahlte Testbrennstäbe werden auch als „Lead Fuel Rods“ (LFR) bezeichnet.

b) Erste in einem kommerziellen LWR bestrahlte Testbrennelemente werden als „Lead Fuel Assemblies“ (LFA) oder „Lead Use Assemblies“ (LUA) bezeichnet.

Tab. 2.15 Verwendete, spezifische Definition von TRL für fortschrittliche Brennstoffe und Hüllrohrtechnologien in /NEA 18/

TRL	Bestrahlung	Herstellung	Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA und DEC)
1	Vorschlag eines neuen Brennstoffkonzepts, Literaturrecherche, Identifizierung von Merkmalen, Bewertung des potenziellen Nutzens.	Vorschlag eines neuen Herstellungsverfahrens, Literaturrecherche, Bewertung des potenziellen Nutzens.	Literaturrecherche, erste Einschätzung der Sicherheit.	Literaturrecherche, erste Einschätzung der Sicherheit.
2	Datenbankerstellung, Extraktion von F&E-Themen, Bewertung der Obergrenze des F&E-Ziels, Erhebung von Optionstechnologien.	Datenbankerstellung, Extraktion von F&E-Themen, Bewertung der Obergrenze des F&E-Ziels, Erhebung von Optionstechnologien.	Datenbankerstellung, Extraktion von F&E-Themen.	Datenbankerstellung, Extraktion von F&E-Themen.
3	Bestrahlungstest von Proben, Aufbau einer Datenbank, Verbesserung des Brennstoffleistungs-codes.	Herstellung von Proben, Ausrichtung von Forschungs- und Entwicklungszielen für die Brennstoffherstellung im industriellen Maßstab.	Priorisierung von F&E-Themen, Ausrichtung auf F&E-Ziele für den kommerziellen Anlagenbetrieb.	Priorisierung von F&E-Themen, Ausrichtung auf F&E-Ziele für Sicherheitsanalysen kommerzieller Anlagen.
4	Bestrahlungstest eines Prototyps einer Brennstoffumhüllung.	Herstellung von Brennstäben voller Länge, Etablierung von Qualitätssicherungstechnologie.	Verbesserung des Neutronik-/Kern-/hydrothermischen Analyse-codes.	LOCA/RIA-Simulationstest mit unbestrahlten Proben.
5	Bestrahlung von LTR, Out-of-Pile-Tests für Prototypenbrennstoff.	Herstellung von LTR, Einheitstest im industriellen Maßstab.	Analyse kommerzieller Anlageigenschaften.	Etablierung der SA-Analysemethode, LOCA/RIA-Simulationstest mit bestrahlten Proben.
6	Bestrahlungstest von LTA, Validierung des Brennstoffleistungs-codes, Festlegung des Brennstoffdesigns.	Herstellung von LTA, Etablierung von Fertigungsprozessen, Steuerungs-/Überwachungstechnik.	Festlegung der Reaktorphysik und des Anlagenbetriebs-codes.	Festlegung von Kriterien für DBA und DEC für LTA.
7	Bestrahlungstest von LUA.	Herstellung von LUA.	Ermittlung stabiler und dynamischer Eigenschaften der Anlage.	Erstellung einer Sicherheitsanalyse.

TRL	Bestrahlung	Herstellung	Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA und DEC)
8	Vollständige Beladung eines kommerziellen LWR.	Massenproduktion kommerzieller Brennelemente.	Validierung der Reaktorphysik und des Anlagenverhaltens	Etablierung einer Sicherheitsanalyse für kommerzielle LWR.
9	Kommerzieller Einsatz in LWR.	Kommerzieller Betrieb einer Brennstoffproduktionsanlage.	Kommerzieller Betrieb von LWR.	Kommerzieller Betrieb von LWR

2.5.1 Einordnung basierend auf dem State of the Art Report der OECD/NEA

Tab. 2.16 fasst die Bewertungsergebnisse bezüglich der TRL für ATF-Hüllrohre zusammen. In dieser Tabelle bedeutet beispielsweise „3“, dass TRL 3 erreicht wurde und „3-4“ bedeutet, dass TRL 3 erreicht wurde und für TRL 4 noch nicht alle Kriterien erfüllt werden.

Tab. 2.16 TRL-Bewertungsergebnis für ATF-Hüllrohrkonzepte

Kategorie	Cr-beschichtet (halbindustrielles PVD) – Kaltgas-spritzen muss spezifiziert werden	CrN-beschichtet (kommerzielles PVD)	Fortschrittliche Stähle: FeCrAl	SiC/SiC-Verbundwerkstoff
Bestrahlung	3 – 4	4	3 – 4	2 – 3
Herstellung	4 – 5	4 – 5	3	3
Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	4	3 – 4	4	2 – 3
Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA, DEC)	4	3	4	3

Die folgende Tab. 2.17 zeigt die TRL-Bewertungsergebnisse für oxiddotierte UO₂-Brennstoffe.

Tab. 2.17 TRL-Bewertungsergebnis für oxiddotierte UO₂-Brennstoffkonzepte

Kategorie	Cr ₂ O ₃ -dotiertes oder Cr ₂ O ₃ -Al ₂ O ₃ -dotiertes UO ₂	SiO ₂ -basierter Mikrozel-len-UO ₂ Brennstoff
Bestrahlung	7 – 8 ^{#)}	3 – 4
Herstellung	9 ^{#)}	3
Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	9 ^{#)}	3 – 4
Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA, DEC)	7 – 8 ^{#)}	3 – 4

#) Obwohl diese Brennstoffe auf industrieller Basis betrachtet werden, müssen einige Daten zum Verhalten unter Unfallbedingungen noch erhoben werden, wenn dazu experimentelle Möglichkeiten/Mittel zur Verfügung stehen (z. B. Tests zu reaktivitätsinduzierten Unfällen).

Abschließend zeigt Tab. 2.18 die TRL-Bewertungsergebnisse für UO₂-Brennstoffkonzepte mit hoher Wärmeleitfähigkeit.

Tab. 2.18 TRL-Bewertungsergebnis für UO₂-Brennstoffkonzepte mit hoher thermischer Leitfähigkeit

Kategorie	Metallischer Additivbrennstoff Mo, Cr	Keramischer Additivbrennstoff BeO	Keramischer Additivbrennstoff Diamant oder SiC Fasern
Bestrahlung	3 – 4	3 – 4	3
Herstellung	3	3	3
Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	3 – 4	3	2
Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA, DEC)	3 – 4	3 ^{#)}	2

#) Einige Beobachtungen aus der Vergangenheit müssen erneut überprüft werden, wobei aktuelle Spezifikationen einbezogen und mit integralen Tests vervollständigt werden müssen.

2.5.2 Änderungen der TRL aufgrund neuer Entwicklungen

Für die vorzunehmende Abschätzung der aktuellen Technology Readiness Level soll auf das Bewertungsschema des State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels der OECD /NEA 18/ zurückgegriffen werden. Gemäß diesem Dokument haben sich die damals beteiligten Experten geeinigt, den folgenden Konsens über den Zusammenhang zwischen dem Einsatz- und Bestrahlungsstatus und den zu vergebenen TRL, bzw. dem unterlagerten 3-gliedrigen Konzept des „Proof of concept“, „Proof of

principle“ und „Proof of performance“ (gemäß den drei TRL-Intervallen 1 – 3, 4 – 6 und 7 – 9) im Zusammenhang mit den realen Einsatzerprobungen anzuwenden.

Nach erfolgreicher Bestrahlung von Brennstabsegmenten bzw. Brennstoffproben wird das TRL 4 erreicht.

Die Bestrahlung von LTR in einem Testreaktor bzw. Out-of-Pile-Tests von Brennstoffprototypen führen zum Erreichen des TRL 5.

Wurden LFR als Teil eines LTA erfolgreich in einem kommerziellen Reaktor bestrahlt, wird das TRL 6 erreicht.

Der erfolgreiche Einsatz eines LUA in einem kommerziellen Reaktor führt zum TRL 7 und damit in die Stufe des Proof of Performance.

Die letzten beiden Stufen der TRL werden dadurch erreicht, dass der Einsatz des neuen Brennstoffkonzepts ausgeweitet wird: TRL 8 setzt eine komplette Kernbeladung eines kommerziellen Reaktors, TRL 9 den routinemäßigen Einsatz in mehreren kommerziell betriebenen LWR voraus.

Basierend auf dieser Einordnung zeigen nun die nachfolgenden Tabellen neben dem auf dem bisherigen Einsatz basierenden Gesamt-TRL auch die feingliedrigere Auflösung der einzelnen Aspekte entsprechend der Tab. 2.15. Diese erfolgt basierend auf den zuvor gesammelten und dargestellten Informationen der Kapitel 2.1 bis einschließlich 2.4. Tab. 2.19 fasst basierend auf den aktuellen Einsätzen die TRL für ATF-Hüllrohrmaterial zusammen.

Tab. 2.20 zeigt das TRL-Bewertungsergebnis für Brennstoff-Konzepte, die sich in der realen Umsetzung befinden.

Insgesamt bleibt festzuhalten, dass durch das „amerikanische Modell“ bzw. deren aktive Bereitschaft zur zeitnahen Prüfung und Vergabe von Lizenzen, insbesondere auch ab/inklusive dem TRL 4 (Rodlets) aufwärts, die Entwicklung von ATF in einer vorher nicht erwarteten Art und Weise schnell voranschreitet.

Tab. 2.19 Basierend auf den aktuellen Einsätzen vergebene TRL des ATF-Hüllrohrmaterials

Kategorie	Cr-beschichtete und optimierte Zr-Legierungen		Fortschrittlicher Stahl: FeCrAl	SiC/SiC-Verbundwerkstoff	
	Variante Westinghouse	Variante Framatome ²⁾	Variante GE IronClad, und ARMOR ³⁾	Variante Westinghouse ⁴⁾	Variante Framatome
Gesamt TRL	6	6	4	2 – 3	2 – 3
Bestrahlung	6	6 – 7	4 – 5	2 – 3	2 – 3
Herstellung	6	7	4 – 5	3	3
Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	6 – 7	6 – 7	6 – 7	3	3
Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA, DEC)	6 – 7	6 – 7	6 – 7	3	3

- 1) Anwendung des Kaltgasspritzens zum Auftragen der Beschichtung
2) Anwendung des PVD-Verfahrens zum Auftragen der Beschichtung
3) Abriebfeste, oxidationsbeständigere Beschichtung
4) Westinghouse scheint mehr eine gemeinsame Markteinführung, aus ihrem neuen Brennstoff UN und einer SiC/SiC Umhüllung anzustreben.

Tab. 2.20 Basierend auf den aktuellen Einsätzen vergebene TRL für dotierte Pellets und UN-Brennstoff

Kategorie	Variante Westinghouse (ADOPT): $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-Al}_2\text{O}_3$ -dotiertes UO_2	Variante Framatome: Cr_2O_3 -dotiertes UO_2	Variante Westinghouse: UN-Fuel
Gesamt TRL	8 – 9	8 – 9	3 – 4
Bestrahlung	8 – 9	8 – 9	4
Fabrikation	9	9	4
Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	9	9	4
Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA, DEC)	8 – 9	8 – 9 ^{#)}	3

- ^{#)} Obwohl diese Brennstoffe auf industrieller Basis betrachtet werden, müssen einige Daten zu „Design Extension Conditions“ noch weiter vervollständigt werden.

3 Kurzzusammenfassungen von ATF-Konzepten

3.1 Chrombeschichtete Hüllrohre

3.1.1 Beschreibung des Hüllrohrkonzeptes

3.1.1.1 Werkstoffe

Grundwerkstoff: Zirkoniumlegierungen

- Legierungsbestandteile Fe, Sn, Nb, Cr; Massenanteile variieren je nach Variante und Anbieter /KRI 80/, /TAN 17/
- Geringer Einfangquerschnitt für thermische Neutronen /KRI 80/
- Gute mechanische Beständigkeit unter Neutronenbestrahlung /TAN 17/
- Gute Korrosionsbeständigkeit unter Umgebungsbedingungen (Wasserchemie, Temperatur) von Leichtwasserreaktoren /KRI 80/, /TAN 17/
- Anfällig für Zirkon-Dampf-Reaktion mit Wasserstoffbildung unter Unfallbedingungen /TAN 17/
- Umfangreiche Betriebserfahrung vorhanden

Beschichtung: Chrom /YAN 22a/, /GRS 22/, /FRA 19/, /WES 19/

- Geringere Oxidation im Betrieb und unter Bedingungen eines Kühlmittelverluststörfalls (LOCA) /YAN 22a/
- Geringere Aufnahme von Wasserstoff -> Verlängerung der Lebensdauer, damit Eignung für höhere Anreicherung und höheren Abbrand /WES 19/
- Höhere Widerstandsfähigkeit gegen Dampfeinwirkung bei hohen Temperaturen (1.300-1.400 °C) /WES 19/, verhindert Zirkon-Dampf-Reaktion
- Geringere Neigung zu Kriechen und Ballooning sowie Bersten bei Kühlmittelverluststörfällen /GRS 22/
- Hoher Schmelzpunkt (~1.900 °C) /GRS 22/
- Wärmeausdehnungskoeffizient ähnlich dem von Zirkonium /GRS 22/

- Gute Verschleißfestigkeit (gegen Abrieb) /WES 19/
- Gute Haftfähigkeit der Chrombeschichtung auf dem Zirkonium /GRS 22/
- Etwas höherer Neutroneneinfang gegenüber Standard Hüllrohren, aber geringer gegenüber anderen möglichen Beschichtungen /FRA 19/, /YAN 22a/

3.1.1.2 Geometrie

Die Geometrie entspricht grundsätzlich den zugrundeliegenden Standard-Hüllrohrkonzepten. Der Einfluss der Beschichtung auf Abmessungen und Gewicht der Hüllrohre ist vernachlässigbar. Laut Westinghouse ist eine Reduktion der Wandstärke von 0,57 mm (Standard) auf 0,40 mm (EnCore) möglich, da die Chrombeschichtung die Widerstandsfähigkeit der Hüllrohre erhöht /KAR 22/. Proben für unterschiedliche Testreihen können verschiedene Beschichtungsstärken aufweisen.

Tab. 3.1 Werkstoff und Geometrie chrombeschichteter Hüllrohre

Konzept	Wandstärke	Stärke der Beschichtung	Hüllrohrwerkstoff
PROtect	k. A.	15 µm	M5Framatome mit 0,8-1,2 % Nb 0,12-0,14 % O 0,001-0,0035 % S /INL 18/
EnCore	0,40 mm	10 µm 25 µm (LTR in Doel) /FAL 22/	Optimized ZIRLO™ mit 0,8-1,2 % Nb 0,6-0,79 % Sn 0,09-0,13 % Fe 0,09-0,16 % O /WES 06/
KEPCO ATF	0,57 mm /PAR 06/	15 µm ± 2 µm /KEP 18/	HANA-6 (High performance Alloy for Nuclear Application) mit 1,1 % Nb 0,05 % Cu /KIM 14/

3.1.2 Akteure

Tab. 3.2 Akteure auf dem Gebiet chrombeschichteter Hüllrohre /NEA 22/

Akteur	Konzept	Verfahren	Kooperationen	Aktivität
Westinghouse	EnCore	Kaltgasspritzen (CS)	Idaho National Laboratory (Advanced Test Reactor), Massachusetts Institute of Technology, Southern Nuclear Operating Company, Exelon Nuclear, US Army Research Laboratory, VRC Metal Systems, University of Wisconsin /WES 19/	Entwicklung
Framatome	PROtect	Physikalische Gasphasenabscheidung (PVD)	CEA, EDF	Entwicklung
TVEL	Cr-basierte Beschichtung	PVD		Entwicklung
KEPCO Nuclear Fuel	Cr-basierte metallische CrAl Beschichtung	Arc Ion Plating	KAERI	Entwicklung
China General Nuclear (CGN)	Cr-Beschichtung	PVD, CS, Laser deposition, Plasma Spray		Entwicklung
Karlsruhe Institut für Technologie	Cr-beschichtete Zr-Legierungen			Untersuchungen zum Oxidationsverhalten beschichteter Hüllrohre /STE 22/

Tab. 3.3 Deutsche und weitere europäische Forschungseinrichtungen (Auswahl) mit Tätigkeiten im Bereich chrombeschichteter Hüllrohre

Einrichtung	Aktivitäten	Beteiligungen
Karlsruhe Institut für Technologie	Institut für Angewandte Materialien – Angewandte Werkstoffphysik: Versuche zum Abschrecken eines überhitzten Reaktorkerns (quenching) an QUENCH-Anlagen für Einzelstäbe und Stabbündel /IAM 21/, Ausrichtung des jährlichen QUENCH Workshops	ATF-TS Programm der IAEA QUENCH-ATF der OECD-NEA IL TROVATORE im europäischen HORIZON2020 Programm /KIT 24/
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit	Weiterentwicklung und Anwendung von Simulationscodes (TESPA-ROD, KMACS) zur sicherheitstechnischen Bewertung von Hüllrohrwerkstoffen /GRS 22/, /EIS 21/	OECD/NEA Working Group for Fuel Safety (WGFS) OECD/NEA Expert Group on Accident-tolerant Fuels for LWR (EGATFL) OECD/NEA In-pile Creep Studies of ATF Cladding (INCA) im Framework for Irradiation Experiments (FIDES) IAEA ATF-TS QUENCH-ATF /NEA 23/

Einrichtung	Aktivitäten	Beteiligungen
Ruhr Universität Bochum	Arbeitsgruppe Plant Simulation and Safety: Analysen zur Simulation und Sicherheit kerntechnischer Anlagen sowie Bewertung und Validierung von Systemcodes	Safety Analysis of SMR with Passive Mitigation Strategies – Severe Accident Analyse und externe Validierung der AC ² Modellbasis /RUB 23/
Paul Scherrer Institut (Schweiz) /PSI 24/	Nachbestrahlungsuntersuchungen der in den schweizerischen Reaktoren eingesetzten LTR /NIM 22/	PROtect-Cr-Bestrahlungsprogramme von Framatome
CEA	Entwicklung Cr-beschichteter Zr-Legierungen, Charakterisierung und Out-of-pile Tests /BRA 20/, sowie Bestrahlung in Forschungsreaktoren und Nachbestrahlungsuntersuchungen /PAL 19/ Studien zu Cr-beschichtetem Zr Nachbestrahlungsuntersuchungen /NIM 22/	Partnerschaft mit Framatome und EDF

3.1.3 Staatliche Förderprogramme

Tab. 3.4 Förderprogramme für die Entwicklung im Bereich chrombeschichteter Hüllrohre und teils weiterer ATF-Konzepte

Land	Datum	Programm	Beteiligte	Fördersumme
USA	2018 – 2021	ATF Program: Erprobung verschiedener ATF-Konzepte /DOE 19/	GE (FeCrAl) Framatome (Cr-beschichtete Zr-Legierungen mit dotierten Pellets) Westinghouse (U ₃ Si ₂ - und dotierte UO ₂ -Pellets, SiC-Hüllrohre)	2018/2019: 111,2 Mio. US\$ 2020: 55,6 Mio. US\$ 2021: 30 Mio. US\$
USA	2021	Kooperative Vereinbarung zur weiteren Entwicklung von PROtect ATF /POW 21/	DOE, Framatome	150 Mio. US\$
EU	2017 – 2023	Il Trovatore: Innovative cladding materials for advanced accident-tolerant energy systems /EUR 24/	Diverse Universitäten und Forschungseinrichtungen aus U.K., Belgien, Deutschland (RWTH Aachen, KIT, Universitäten Hamburg und Dresden, Plansee Composite Materials, Gesellschaft für Technische Thermochemie und -Physik, DLR), Schweden, Frankreich, Italien, USA, Japan /EUR 24/	5 Mio. €

Land	Datum	Programm	Beteiligte	Fördersumme
U. K.	N. b.	Advanced Fuel Cycle Programme (Teil des Energy Innovation Programme) /NNL 21/	National Nuclear Laboratory, Industriepartner, Universitäten, internationale Organisationen /NNL 24/	Energy Innovation Programme: insgesamt 505 Mio. £

3.1.4 Verwendung

3.1.4.1 Vergangenheit

Tab. 3.5 Zurückliegende Einsätze chrombeschichteter Hüllrohrproben und Testbrennstäbe (LTR) in Forschungs- und Leistungsreaktoren

Land	Anlage	Art der Proben	Zeitraum	Ergebnis
Frankreich	OSIRIS (FR)	Cr-beschichtete Hüllrohrproben ohne Brennstoff (Framatome)	2015 für 100 Tage	Einwandfreie Anhaftung der Beschichtung, vernachlässigbare bestrahlungsbedingte Diffusion zwischen Zr- und Cr-Schicht /NIM 22/
Norwegen	HALDEN (FR)	Cr-beschichtete Hüllrohrproben mit UO ₂ -Brennstoff (Framatome)	Bis 2017	
Schweiz	KKW Gösgen (DWR, IMAGO Programm)	Hüllrohrproben (Framatome)	Ab 2016, fünf Zyklen	Keine Anzeichen für Delaminierung oder andere Beschädigung der Beschichtung, Bildung einer schützenden Cr-Oxidschicht führt zu Farbänderung. Geringe H ₂ -Aufnahme während des 1. Zyklus bis ≤ 25 ppm, kein weiterer Anstieg ab 2. Zyklus. /FRA 23b/
Schweiz	KKW Gösgen (DWR, GOCHROM)	20 LTR verteilt auf zwei BE (Framatome) /NIM 22/	Juni 2019, fünf Zyklen, einige LTR auch sechs Zyklen	Golden-bläuliche Verfärbung aufgrund der Bildung einer dünnen Cr-Oxidschicht, keine Anzeichen von Delaminierungen oder Beschädigungen. Geringe H ₂ -Aufnahme während des 1. Zyklus bis ≤ 25 ppm, kein weiterer Anstieg ab 2. Zyklus. /NIM 22/, /FRA 23b/

Land	Anlage	Art der Proben	Zeitraum	Ergebnis
Russland	MIR (FR)	Brennelementprototypen (TVEL)	2019 /WNN 19/ 2021 /NUC 21/	
USA	ATR (FR)	Cr-beschichtete Hüllrohre mit Cr-Cr ₂ O ₃ -dotierten Pellets im Vergleich zu M5 Hüllrohren mit UO ₂ Brennstoff (Framatome) /NIM 22/	Juni 2018 Januar 2020: Entnahme von vier Proben (15 GWd/t) 2021: Entnahme von drei weiteren Proben (30 GWd/t)	Sehr gute Anhaftung der Beschichtung am Substrat, Schichtdicke der Beschichtung blieb unverändert, vernachlässigbare H ₂ -Aufnahme in beiden Probenotypen*, keine erkennbare Diffusion zwischen Cr- und Zr-Schicht, vernachlässigbare Oxidation /NIM 22/, /FRA 23b/
USA	KKW Byron 2 (DWR)	16 LTR mit Cold Spray Cr-Beschichtung in zwei BE (Westinghouse)	Drei Zyklen ab 2019	Inspektion zeigt gute Anhaftung der Beschichtung, nur geringfügige Anzeichen von Ablagerungen, Untersuchung in heißen Zellen wird durchgeführt /WES 22/
USA	KKW ANO 1 (DWR)	Acht BE mit je zwei LTR (Framatome)	Ab 2019 drei Zyklen	Nach 1 Zyklus glänzend goldenes Aussehen, zeigt signifikant geringere Korrosionskinetik gegenüber nicht beschichteten Hüllrohren /NIM 22/
USA	KKW Vogtle 2 (DWR)	vier BE mit je vier LTR (Framatome)	Ab 2019 mindestens drei Zyklen	Aufnahmen der LTR von Herbst 2020 und Frühjahr 2022 zeigen einen guten Zustand der LTR mit leichten Ablagerungen /NIM 22/

3.1.4.2 Aktuell

Tab. 3.6 Aktuelle Einsätze von Hüllrohrproben, Testbrennstäben und Testbrennelementen (LTA) in Forschungs- und Leistungsreaktoren

Land	Anlage	Art der Proben	Zeitraum	Zwischenergebnis
Schweiz	KKW Gösgen (DWR, GOCHROM)	20 LTR verteilt auf zwei BE (Framatome)	Juni 2019, fünf Zyklen, einige LTR auch sechs Zyklen (> 70 GWd/t nach sechstem Zyklus)	Golden-bläuliche Verfärbung aufgrund der Bildung einer dünnen Cr-Oxidschicht, keine Anzeichen von Delaminierungen oder Beschädigungen. Geringe H ₂ -Aufnahme während des 1. Zyklus bis ≤ 25 ppm, kein weiterer Anstieg ab 2. Zyklus. /FRA 23b/
USA	HFIR (FR)	Diverse unbeschichtete und Cr-beschichtete M5 Hüllrohrproben (Framatome)	2020	Einwandfreie Anhaftung und gute Stabilität der Beschichtung, mechanische Tests im Anschluss an die Bestrahlung werden durchgeführt. /NIM 22/

Land	Anlage	Art der Proben	Zeitraum	Zwischenergebnis
Belgien	KKW Doel 4 (DWR)	32 LTR mit Cold Spray Cr-Beschichtung in vier BE (Westinghouse)	Ab Frühjahr 2020 für mindestens drei Zyklen bis Ende 2024	Nach 1. Zyklus: Saubere, glänzende LTR-Oberflächen, geringere Ablagerungen und geringere Ausbildung einer Oxidschicht als bei benachbarten unbeschichteten Hüllrohren, keine Delaminierung oder Risse in der Beschichtung erkennbar, Längenänderung der Brennstäbe bei beschichteten und unbeschichteten Hüllrohren vergleichbar /FAL 22/
USA	KKW Calvert Cliffs (DWR)	Zwei LTA (Framatome)	Ab 2021 für bis zu sechs Jahre /NRC 21c/	
USA	KKW Monticello (SWR)	LTR ohne Brennstoff (Framatome)	Drei Zyklen ab 2021 /NEI 22a/	
Russland	KKW Rostov (WWER)	Drei BE mit je zwölf LTR, davon je sechs LTR mit Cr-Beschichtung (TVEL)	Ab September 2021 /ROS 21/	
USA	KKW Vogtle 2 (DWR)	LTA vollständig mit Cr-beschichteten Hüllrohren und ADOPT-Brennstoff (Westinghouse)	Ab 2023 /ANS 23/	

3.1.4.3 Planung

Tab. 3.7 Geplante Einsätze chrombeschichteter Hüllrohre in Leistungsreaktoren

Land	Anlage	Art der Proben	Ziel
Frankreich	Einer der frz. Reaktoren	Vier PROtect LTA von Framatome	Bestätigung des Verhaltens in frz. Reaktoren, Unterstützung der Genehmigung durch frz. Behörde /FRA 23c/
Frankreich	Einer der 1.300 MW _e Reaktoren	Brennelemente mit LTR von Westinghouse	Studie zum Verhalten des EnCore Brennstoffs in einem EDF Reaktor hinsichtlich seines möglichen Einsatzes in der EDF-Flotte nach 2030 /WES 22a/

3.1.5 Zeitplan für den Einsatz

Tab. 3.8 Meilensteine bei Entwicklung und Markteinführung chrombeschichteter Hüllrohre

Framatome /FRA 24/, /FRA 23/	Westinghouse /WES 19/
2011 Beginn der Entwicklung von PROtect 2012 – 2015 DOE Phase 1A: Konzepte und Beurteilung 2014 – 2016 DOE Phase 1B: Konzepte und Machbarkeit 2016 – 2022 DOE Phase 2: Einsatz von LTR/LTA für Cr-Cr Konzept 2016 – 2021 Bestrahlung von Cr-beschichteten Hüllrohrproben in kommerziellem Reaktor (Gösgen) 2017 Genehmigungsprozess bei NRC 2018 Beginn der EATF Produktion in Richland, Washington 2019 Erster Einsatz von Cr-beschichteten Hüllrohren voller Länge in kommerziellen DWR in Europa (HTP-Design) und den USA (GAIA- und HTP-Design) 2020 Erster Zyklus mit Cr-beschichteten Hüllrohren beendet 2021 Erste Lieferung von PROtect für einen SWR Erstmaliger Einsatz eines komplett mit PROtect bestückten Brennelements in kommerziellem Reaktor (USA) 2023 Abschluss der Genehmigung von PROtect Cr-beschichteten Hüllrohren 2026 Bereitschaft für Produktion von Cr-Cr Elementen für komplette Beladungen	2012 – 2015 DOE Phase 1A: Entwicklung von Beschichtungen 2014 – 2016 DOE Phase 1B: Bestrahlung im ATR unter DWR-Bedingungen, Genehmigung und Entwicklung der Produktion für LTRs und LTAs 2016 – 2022 DOE Phase 2: Bestrahlung in Testreaktoren einschließlich Transiententests, Genehmigung und Entwicklung der Produktion für LTRs und LTAs 2019 – 2022 Bestrahlung von EnCore LTR beginnt 2022 – 2026 Bestrahlung von EnCore LTA beginnt Einführung des EnCore Brennstoffs mit chrombeschichteten Hüllrohren (und ADOPT Pellets)

3.1.6 Entwicklungsstand (TRL)

Der Entwicklungsstand wird anhand einer Skala von 1 (Ein neues Konzept wird vorgeschlagen. Technische Optionen für das Konzept werden identifiziert und relevante Literaturdaten überprüft. Kriterien werden entwickelt) bis 9 (Routinemäßige Operationen im kommerziellen Maßstab. Mehrere Reaktoren in Betrieb.) bewertet, wobei zwischen den

Bereichen Bestrahlung, Herstellung, Sicherheit für Normalbetrieb und AOO sowie Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA, DEC) unterschieden wird.

Tab. 3.9 zeigt die Ermittlung des Entwicklungsstandes gemäß der im Rahmen des AP1 erfolgten Bewertung.

Tab. 3.9 TRL für Cr-beschichtete Hüllrohre

Kategorie	Westinghouse Variante (CS)	Framatome Variante (PVD)	Bedeutung/Begründung
Gesamt TRL	6	6	Niedrigstes in Einzelaspekten erreichtes TRL
Herstellung	6	7	Westinghouse: bislang wurden nur einzelne LTR hergestellt Framatome: nach der Herstellung einzelner LTR wurde bereits ein ausschließlich mit Cr-beschichteten Hüllrohren bestücktes Brennelement hergestellt
Bestrahlung	6	6 – 7	Westinghouse: bislang werden nur einzelne LTR testweise in Leistungsreaktoren eingesetzt Framatome: nach der Erprobung einzelner LTR wird bereits ein vollständig mit Cr-beschichteten Hüllrohren bestücktes Brennelement testweise in einem Leistungsreaktor eingesetzt
Sicherheit für Normalbetrieb und AOO	6 – 7	6 – 7	Festlegung der Reaktorphysik und des Anlagenbetriebscodes, Ermittlung stabiler und dynamischer Eigenschaften der Anlage im Gange
Sicherheit für nicht normale Bedingungen (DBA, DEC)	6 – 7	6 – 7	Festlegung von Kriterien für DBA und DEC für LTA, Sicherheitsanalyse ist in Arbeit.

3.1.7 Entsorgungskonzept

Die geringere Aufnahme von Wasserstoff während des Betriebs soll sich auch positiv auf die Eigenschaften der Hüllrohre beim Transport, der Zwischenlagerung im Brennelementbecken und der Aufbereitung auswirken. Durch die Reduzierung der Korrosion durch die Beschichtung kann sie auch zu größeren Sicherheitsmargen in bestimmten Unfallszenarien, die das Brennelementbecken betreffen sowie bei langfristiger Lagerung führen. Weitere Studien hierzu sind erforderlich. Chrom wird offenbar nicht in Salpetersäure gelöst, sodass die Beschichtung die Abfallaufbereitung nicht beeinträchtigen sollte. /NEA 18/

Nasslagerung /PNN 20a/:

- Signifikantes Abweichen der mechanischen Eigenschaften bestrahlter beschichteter Hüllrohre von denen unbeschichteter Zircalloy Hüllrohre ist unwahrscheinlich (durch Testdaten zu belegen),
- Wärmelast beschichteter Hüllrohre unterscheidet sich nicht von der Wärmelast unbeschichteter Hüllrohre (gleiche Abbrandgrenzwerte vorausgesetzt),
- => übliche Vorgehensweisen können weiter angewandt werden.

Trockenlagerung und Transport /PNN 20a/:

- Vorausgesetzt, Testdaten belegen, dass die Beschichtung die mechanischen Eigenschaften der bestrahlten Hüllrohre nicht beeinträchtigt, sind übliche Sicherheitsanalysen für Systeme zur Trockenlagerung auch auf Cr-beschichtete Hüllrohre anwendbar,
- In-Reaktor Codes, die für die Anwendung auf Cr-beschichtete Hüllrohre angepasst sind, können Rahmenbedingungen des bestrahlten Brennstoffs liefern bezüglich des Brennstabinnendrucks, Dicke der Oxidschicht und Wasserstoffaufnahme, die durch die Beschichtung jeweils nicht bzw. nicht negativ beeinflusst werden,
- Entsprechendes gilt für den Transport bestrahlter beschichteter Hüllrohre.

3.1.8 Implementierung in Simulationsprogrammen

Tab. 3.10 Einige der Simulationscodes, die zur Modellierung verschiedener Aspekte chrombeschichteter Hüllrohre verwendet werden

Akteur	Simulationstool	Ziel der Analyse
Westinghouse	PAD	Demonstration der Verbesserungen, die durch EnCore Brennstoff (U_3Si_2 mit beschichteten Hüllrohren) bezüglich des Brennstoffverhaltens (charakterisiert anhand Parametern wie bspw. Brennstofftemperatur, Spannungen im Hüllrohr, Hüllrohrverformung) gegenüber herkömmlichem Brennstoff erzielt werden können /LON 18/
Westinghouse, ORNL	BISON	Brennstofftemperatur entlang der Mittelachse /LON 18/ (BISON: Kernbrennstoffspezifischer FEM-Code, der auf MOOSE (Multiphysics, Object Oriented Simulation Environment) basiert.) /ORN 21/
Framatome	GALILEO	Code zum thermo-mechanischen Brennstabverhalten (Temperatur, Spannung und Dehnung, Oxidschichtdicke, Wasserstoffgehalt, Spaltgasfreisetzung, Innendruck) im Normalbetrieb und bei Transienten (genehmigt durch NRC) /VIO 22/, /FRA 21b/

Akteur	Simulationstool	Ziel der Analyse
Framatome	ARCADIA	Kopplung von Neutronenkinetik, Thermohydraulik und Thermomechanik für statische Betriebszustände und Transienten /VIO 22/
KAERI	FRACAS-CT	Fuel Rod and Cladding Analysis Subcode – Coated Cladding: mechanisches Verhalten von beschichteten ATF-Hüllrohren, implementiert in FRAPCON4.0P1 /KIM 18/, /KIM 19/
Simulia (Dassault Systèmes)	ABAQUS	Finite Elemente Code, verwendet für Modellierung des thermo-mechanischen Verhaltens Cr-beschichteter Hüllrohre (z. B. Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkung). Dazu erweitert um Modellierung des thermischen, mechanischen und Bestrahlungsverhaltens beschichteter Hüllrohre. /QIF 20/
Framatome	COPERNIC	Brennstab Design Computer Code: Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen /QIF 20/, /DEL 18/
Seoul National University	TRANOX 2.0	Ein Diffusionsmodell für die Berechnung der Diffusion von Chrom in den Zircaloy Hüllrohrwerkstoff wurde entwickelt und in TRANOX 2.0 implementiert, das ursprünglich zur Vorhersage der Sauerstoffverteilung bei Dampfoxidation von Zircaloy entwickelt wurde. /KIM 23/
Idaho National Laboratory	RELAP5-3D	Simulation des Systemverhaltens (Reaktorkern und Kühlsystem) bei Transienten, Auswirkungen der Einführung von ATF z. B. auf Dauer bis zum Kernschaden, Wasserstoffbildung /INL 19/, /INL 21/
GRS	AC ²	Das Programmpaket AC ² umfasst die Simulationsprogramme ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS, mit denen sich Reaktionen der Anlage auf verschiedene Ereignisse, die Zerstörung von Brennelementen während eines Unfalls einschließlich der Freisetzung von Radioaktivität sowie Vorgänge im Sicherheitsbehälter simulieren lassen /GRS 24/. AC ² wurde zur Nachbildung der QUENCH-Versuche, die am Karlsruhe Institut für Technologie durchgeführt wurden, verwendet. /GAB 21/, /GRS 23/
GRS	TESPA-ROD	Bestimmung der Belastungen eines Brennstabs bei Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen. Es werden material-, abbrand- und temperaturabhängige Eigenschaften von Hüllrohr und Pellet berücksichtigt. Berechnet werden die Freisetzung von Spaltgasen im Brennstab, ins Hüllrohr gelangte Mengen an Sauerstoff und Wasserstoff sowie der Brennstabinnen- und -außen-Druck, um das Intaktbleiben oder Versagen des Brennstabs für ein Szenario feststellen zu können. /GRS 24b/ ATF-Hüllrohrkonzepte wie Cr-beschichtete Zircaloy-basierte Hüllrohre wurden in TESPA-ROD implementiert. /GRS 22/
Sandia National Laboratory	MELCOR	Verhalten Cr-beschichteter Hüllrohre im Vergleich zu unbeschichteter und FeCrAl-beschichteter Zirkoniumlegierung bei Station Blackout Unfallszenarien bezüglich der Oxidationskinetik und des Hüllrohrversagens sowie der Wasserstoffbildung /WAN 20/
VTT	Serpent	Beeinflussung verschiedener Parameter bezüglich thermischer Neutronen im APR1400 Reaktorkern bei Verwendung Cr-beschichteter Hüllrohre im Vergleich zu unbeschichteten Zr-Hüllrohren /ALR 22/

3.2 Dotierter UO_2 -Brennstoff

3.2.1 Beschreibung des Brennstoffkonzeptes

3.2.1.1 Werkstoffe

Grundwerkstoff: Urandioxid

- Hoher Schmelzpunkt, gute Spaltproduktrückhaltung, Beständigkeit gegen Bestrahlung, chemische Stabilität /ZHA 22a/
- Geringe thermische Leitfähigkeit führt zu einem großen thermischen Gefälle vom Zentrum zur Peripherie der Pellets /ZHA 22/

Dotierung:

- Größere Korngröße im Vergleich zu undotiertem UO_2 -Brennstoff für bessere intragranuläre Rückhaltung gasförmiger Spaltprodukte sowie höhere Viskoplastizität zur Vermeidung von Spannungsrisskorrosion durch Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen (PCI), verbessertes Verhalten (geringere Korrosion bzw. Auswaschung) im Kontakt mit Wasser bzw. Dampf /NEA 18/.
- Die Dotierungen führen zu einer leicht erhöhten Dichte des Brennstoffs (z. B. 0,5 % höhere Dichte bei ADOPT), wodurch der durch Hinzufügen des Dotierstoffs etwas verringerte Urangehalt ausgeglichen werden kann /NEA 18/.
- Auf das thermische Verhalten im Sinne von Wärmekapazität, thermischer Ausdehnung, Schmelztemperatur und Temperaturleitfähigkeit hat die Dotierung keinen messbaren Einfluss /NEA 18/.
- Bis hin zu einem hohen Abbrand zeigen dotierte Brennstoffe eine hohe geometrische und mikrostrukturelle Stabilität /NEA 18/.

Dotierung mit Cr_2O_3

- Nachteilig ist der höhere Einfangquerschnitt für Neutronen von Chrom /NEA 18/.

Dotierung mit Al_2O_3 - Cr_2O_3

- Durch Hinzufügen von Aluminium kann der Chromanteil gering gehalten werden, sodass der unerwünschte Neutroneneinfang reduziert wird. Der Einfangquerschnitt von Aluminium ist dem von Zirkonium ähnlich /NEA 18/.

- Al_2O_3 verstärkt den korngößenvergrößernden Effekt von Cr_2O_3 , sodass der Gesamtanteil der Dotierung geringer gehalten werden kann /NEA 18/.

Dotierung mit La_2O_3 - Al_2O_3 - SiO_2 (LAS)

- Die geringere bei dieser Dotierungsvariante erreichte Korngröße wird dadurch kompensiert, dass LAS Diffusionsvorgänge im Brennstoff stärker unterdrückt /HUN 23a/
- Die Kombination von LAS-dotiertem UO_2 -Brennstoff mit Cr-beschichteten Hüllrohren kann laut Berechnungen in /PAR 23/ zur Folge haben, dass die Länge des Brennstoffzyklus um 10 effektive Volllasttage verkürzt wird. Dies kann durch eine geringfügige Erhöhung des Anreicherungsgrads kompensiert werden.

Dotierung mit MnO - Al_2O_3

- In /OHJ 17/ beschriebene Experimente ergaben für MnO - Al_2O_3 -dotierten UO_2 -Brennstoff eine der Dotierung mit Cr_2O_3 vergleichbare Erhöhung der Korngröße und Verbesserung der Widerstandsfähigkeit gegen Oxidation
- Auf Kompression reagierten die MnO - Al_2O_3 -dotierten Pellets mit stärkerer Kriechverformung als mit Cr_2O_3 dotierte Pellets /OHJ 17/

3.2.1.2 Geometrie

Tab. 3.11 Strukturelle Eigenschaften dotierter Brennstoffpellets

Konzept	Dotierung	Anteil der Dotierung	Geometrie
E-ATF	Cr_2O_3	0,16 Gew.% /NEA 18/	Pellets (Vollzylinder) Korngröße 50–60 μm /NEA 18/
ADOPT	Al_2O_3 - Cr_2O_3	Keine aktuellen Angaben von Westinghouse, Werte laut einer Studie (2006) mit ADOPT-Pellets: 500–900 ppm Cr_2O_3 , 200 ppm Al_2O_3 /HAL 21/	5-fach größere Körner gegenüber undotiertem UO_2 /NEA 18/ bzw. 52 μm /WES 20/
Additive Fuel	SiO_2 : Al_2O_3	2.500 ppm /YAN 09/	Korngröße > 20 μm /YAN 09/
Ceramic Microcell	SiO_2	< 1 Gew.% /NEA 18/	Korngröße ~100 μm /NEA 18/
KAERI	MnO - Al_2O_3	1.000 ppm /YAN 22b/	Korngröße bis zu 50 μm /YAN 22b/
KAERI	Cr_2O_3	1.550 ppm /YAN 22b/	Korngröße bis zu 90 μm /YAN 22b/
KEPCO	LAS: La_2O_3 - Al_2O_3 - SiO_2 /LIM 23/	< 0,1 Gew.% /LIM 23/	Korngröße ca. 25–30 μm /LIM 23/

3.2.2 Akteure

Tab. 3.12 Akteure auf dem Gebiet dotierter Brennstoffe

Akteur	Konzept	Dotierung	Kooperationen	Aktivität
GNF	Additive Fuel Pellets	SiO ₂ :Al ₂ O ₃	GE-Hitachi	Entwicklung
Framatome	E-ATF	Cr ₂ O ₃	CEA, EDF	Entwicklung
Westinghouse	ADOPT	Al ₂ O ₃ -Cr ₂ O ₃	ORNL, INL, LANL, Studsvik Nuclear AB /HAL 22a/	Entwicklung
KAERI	Ceramic Microcell	SiO ₂		Entwicklung
KAERI		MnO-Al ₂ O ₃ , Cr ₂ O ₃		Entwicklung
CIEMAT		Cr ₂ O ₃		Herstellung und Charakterisierung von dotiertem UO ₂ /ROD 24/
SCK-CEN		Cr ₂ O ₃ , Al ₂ O ₃		Charakterisierung und Lösungsverhalten von MOX-Brennstoff und dotiertem UO ₂ /SJÖ 23/
Forschungszentrum Jülich		Cr ₂ O ₃		Herstellung und Charakterisierung dotierter UO ₂ -Pellets /KEG 21/ und Untersuchungen zu ihrer Langzeitstabilität bzw. Löslichkeit /KEG 23/ im Hinblick auf die Endlagerung
JRC Karlsruhe (früher Institut für Transurane)	ADOPT	Al ₂ O ₃ -Cr ₂ O ₃	Westinghouse	Messungen zur Charakterisierung von ADOPT-Pellets /HAL 22a/
Helmholtz Zentrum Dresden Rossendorf		Cr ₂ O ₃		Änderungen der Gitterstruktur in Abhängigkeit von der Dotierung /MUR 24/

3.2.3 Staatliche Förderprogramme

Tab. 3.13 Staatliche Förderprogramme zur Förderung der Entwicklung dotierter Brennstoffe

Land	Datum	Programm	Beteiligte	Fördersumme
USA	2018-2021	ATF Program: Erprobung verschiedener ATF-Konzepte /DOE 19/	Framatome (Cr-beschichtete Zr-Legierungen mit dotierten Pellets) Westinghouse (U ₃ Si ₂ - und dotierte UO ₂ -Pellets, SiC-Hüllrohre)	2018/2019: 111,2 Mio. US\$ 2020: 55,6 Mio. US\$ 2021: 30 Mio. US\$
USA	2021	Kooperative Vereinbarung zur weiteren Entwicklung von PROtect ATF /POW 21/	DOE, Framatome	150 Mio. US\$
USA	Seit 2014 /ANL 13/	Nuclear Energy Advanced Modelling and Simulation Program (NEAMS)	Argonne, Idaho, Lawrence Berkely, Lawrence Livermore, Los Alamos, Oak Ridge, Pacific Northwest und Sandia National Laboratory, /ANL 13/ Duke Energy, EPRI, Exelon, Framatome, GAIN, GNF, Holtec, NEI, Southern Nuclear, Westinghouse /NEA 24/	k. A.
Tschechische Republik	Dezember 2016 bis 2025	THETA Programme: Unterstützung verschiedener Projekte, die der Modernisierung des Energiesektors dienen /TAC 24/, /GON 22/	Unternehmen und Forschungseinrichtungen können sich um Förderungen im Rahmen des Programms bewerben. /TAC 17/	Staatliches Budget für das Gesamtprogramm: 4 Mrd. CZK (160 Mio. €)

3.2.4 Verwendung

3.2.4.1 Vergangenheit

Tab. 3.14 In der Vergangenheit erfolgte Testeinsätze dotierter Brennstoffe

Land	Anlage	Art der Proben	Dauer der Tests	Ergebnis
USA	Millstone (SWR)	54 Brennstäbe (GNF Additive Fuel) /GNF 09/	1980, Entladeabbrand 25 MWd/kg /GNF 09/	Nach der Bestrahlung in Leistungsreaktoren wurden Brennstäbe Ramp Tests im Studsvik R2- bzw. im Halden Testreaktor unterzogen. Im Gegensatz zu den standard UO ₂ -Brennstäben versagten die Additive Fuel Brennstäbe dabei nicht durch Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen. /GNF 09/
Italien	Caorso (SWR)	Fünf Brennelemente (GNF Additive Fuel) /GNF 09/	1985, Entladeabbrand 35 MWd/kg /GNF 09/	
USA	Duane Arnold (SWR)	Fünf Brennelemente (GNF Additive Fuel) /GNF 09/	1985 – 1990, Entladeabbrand 40 MWd/kg /GNF 09/	
Schweden	Forsmark-1 (SWR)	Vier Brennelemente (GNF Additive Fuel) /GNF 09/	2000, Entladeabbrand 40 MWd/kg /GNF 09/	
Japan	Fukushima-1 (SWR)	Zwei Brennelemente (GNF Additive Fuel) /GNF 09/	1995 – 2000, Entladeabbrand 50 MWd/kg /GNF 09/	
Deutschland	Gundremingen-C (SWR)	Acht Brennelemente (GNF Additive Fuel) Vier Brennelemente (GNF Additive Fuel) /GNF 09/	2000 – 2005, Entladeabbrand 68 MWd/kg 2010, Entladeabbrand 80 MWd/kg /GNF 09/	
Japan	SWR-Anlagen	GNF Additive Fuel Nachladechargen	Ab 2000	
Südkorea	HANARO (FR)	Drei Rodlets mit dotierten UO ₂ -Pellets (Mn-Al, Cr 1.135 µg/g und Cr 1.703 µg/g) sowie undotierter Vergleichsprobe /YAN 22b/	September 2011 bis Juli 2014 (Entladeabbrand 33,5 MWd/kg) /YAN 22b/	Zunahme der Porosität und entsprechend Abnahme der Dichte bei allen Proben in erwartetem Ausmaß. Korngröße bei undotierter Vergleichsprobe und Mn-Al-Dotierung unverändert, bei Cr-Dotierung Vergrößerung der Körner unter Bestrahlung. /YAN 22b/

Land	Anlage	Art der Proben	Dauer der Tests	Ergebnis
Schweden	Barsebäck 2 (SWR)	2 segmentierte Brennstäbe mit dotiertem und undotiertem UO ₂ (Westinghouse) /WES 20/	Entladeabbrand 30–33,5 MWd/kg /WES 20/	Das Volumen der konventionellen UO ₂ -Pellets nahm um 0,2 % ab, die dotierten Pellets erfuhren eine Volumenzunahme zwischen 0,8 % und 1,4 %. /WES 22/
Schweden	Studsvik R2 (FR)	Segmentierte Rodlets mit dotiertem und undotiertem UO ₂ (Westinghouse) /WES 20/	Ramp Test mit Konditionierung der Proben für 12 h, Leistungssteigerung über 6 h und 7–12 h Haltezeit sowie Bump Test mit Konditionierung über 9 h, Leistungssteigerung über 3 h und 17 Tagen Bestrahlung /WES 20/	Ramp Tests: Bei Cr ₂ O ₃ -dotierten Pellets Bildung eines Hohlraums im Zentrum Bump Tests: ADOPT-Pellets zeigen 30 % geringere Spaltgasfreisetzung als standard UO ₂ -Pellets. /WES 20/
Schweden	Oskarshamn 3 (SWR)	Brennstäbe mit ADOPT-Pellets, verteilt auf vier Brennelemente /WES 20/	2000 – 2008 Entladeabbrand: 60 MWd/kg /WES 20/	Ergebnisse in /WES 20/ geschwärzt
Schweiz	Leibstadt (SWR)	LTR mit ADOPT-Pellets von Westinghouse		Der Verdacht, dass bei Verwendung von ADOPT-Pellets vermehrt radial ausgerichtete Hydride im Hüllrohr auftreten, konnte durch Untersuchungen im Anschluss an diese Bestrahlung nicht bestätigt werden. /GRS 24a/
USA	Vogtle 2 (DWR)	4 LFA, teils mit Cr-beschichteten Brennstäben mit Cr-dotierten UO ₂ -Pellets (Framatome)	April 2019 bis April 2024	Untersuchungen nach dem Einsatz werden durchgeführt. /FRA 22/

3.2.4.2 Aktuell

Tab. 3.15 Aktuelle Testeinsätze dotierter Brennstoffe

Land	Anlage	Art der Proben	Dauer der Tests
Frankreich	DWR von EDF	Vier Brennelemente mit LTR mit Cr-dotiertem Brennstoff in Zircaloy-4-Hüllrohren	Fünf Zyklen ab 1997 /GRS 24a/
Frankreich	1.300 MW _e Reaktor	LTR mit Cr-dotiertem Brennstoff in M5-Hüllrohren	Ab 2001 /GRS 24a/
Frankreich	1.300 MW _e Reaktor	Vier LFA mit Cr-dotiertem Brennstoff in M5-Hüllrohren	Ab 2005 /GRS 24a/
Frankreich	N. b.	Vier LFA	Ab 2023 /FRA 23c/
Schweiz	Gösgen (DWR)	GOCHROM: 20 LTR auf 2 Brennelementen, teils mit dotiertem UO ₂ -Brennstoff (Framatome) /GRS 24a/	Ab 2019 für bis zu sechs Zyklen bzw. Abbrand bis zu 70 MWd/kg /GRS 24a/
USA	Vogtle (DWR)	Vier LTA mit je vier Brennstäben mit ADOPT-Brennstoff /NRC 23b/	Ab 2023 für zwei Zyklen /NRC 23b/
USA	Byron 2 (DWR)	Vier LTR in einem LTA mit ADOPT-Pellets, davon zwei LTR mit Cr-beschichteten ZIRLO-Hüllrohren und 2 LTR mit standard ZIRLO-Hüllrohren /WES 24/, /EXE 18/	Ab 2019 /NEI 19a/ für zwei Zyklen und weiterer Einsatz ab 2023 in drittem Zyklus, um Abbrand bis 75 MWd/kg zu erreichen /WES 24/
USA	U. a. Brunswick 1, 2	Regulärer Einsatz des dotierten Brennstoffs von GNF und Framatome /NRC 24c/	–
USA	Calvert Cliffs (DWR)	Cr-beschichtete Hüllrohre mit Cr-dotierten UO ₂ -Pellets (Framatome)	Ab 2021 /NEI 19a/

3.2.4.3 Planung

Tab. 3.16 Zukünftig geplante Testeinsätze dotierter Brennstoffe

Land	Anlage	Art der Proben	Ziel
Frankreich	Einer der frz. Reaktoren	4 PROtect LTA von Framatome	Bestätigung des Verhaltens in frz. Reaktoren, Unterstützung der Genehmigung durch frz. Behörde /FRA 23c/
Frankreich	Einer der 1.300 MW _e Reaktoren	Brennelemente mit LTR von Westinghouse	Studie zum Verhalten des EnCore Brennstoffs in einem EDF Reaktor hinsichtlich seines möglichen Einsatzes in der EDF-Flotte nach 2030 /WES 22a/

3.2.5 Zeitplan für den Einsatz

Tab. 3.17 Chronologischer Verlauf der Entwicklung dotierter Brennstoffe

Framatome	Westinghouse
1997: Erste Bestrahlung von Cr-dotierten Brennstoffpellets in einem kommerziellen Reaktor /FRA 21c/	Ab 1999: Bestrahlung von LTR mit ADOPT-Pellets in verschiedenen LWR
2011: Beginn der Entwicklung des PROtect Brennstoffkonzepts /FRA 23/	2005: 2 vollständige Nachladungen mit SVEA Optima2 /BAC 10/
2019: Erste Bestrahlung im Rahmen des PROtect Programms in kommerziellen Reaktoren in Europa und den USA /FRA 21c/	2019 – 2022: Bestrahlung von LTR mit ADOPT-Pellets in Cr-beschichteten Hüllrohren beginnt.
2020: Erste kommerzielle Neubeladung mit Cr-dotierten Pellets in einem SWR /FRA 21/	SiC-Hüllrohre mit ADOPT-Pellets werden im ATR und anderen Forschungsreaktoren bestrahlt. /WES 24a/
2021: Erster Einsatz eines komplett mit Cr-beschichteten Hüllrohren und Cr-dotierten Pellets bestückten Brennelements in einem DWR in den USA /FRA 21c/	2023: Die NRC genehmigt den Einsatz von ADOPT Pellets mit einer Anreicherung von bis zu 6 % in DWR in den USA /ANS 23/
2026: Möglichkeit zur ersten kompletten Beladung mit PROtect /FRA 23/	2025: Lieferung von Nachladechargen mit ADOPT-Brennstoff für drei Blöcke vertraglich vorgesehen /WES 23/ Bis 2026: Flächendeckender Einsatz von ADOPT-Pellets in Cr-beschichteten Zr-Hüllrohren /WES 24a/

3.2.6 Entwicklungsstand (TRL)

Dotierter UO_2 -Brennstoff, sowohl von Westinghouse als auch von Framatome, wird bereits kommerziell in verschiedenen Reaktoren eingesetzt. Lediglich einige Daten zu „Design Extension Conditions“ müssen noch vervollständigt werden. Daher sind beide Brennstoffkonzepte auf dem TRL 8–9 einzuordnen, in den Bereichen Herstellung und Sicherheit für Normalbetrieb und AOO auf TRL 9 /GRS 24a/.

3.2.7 Entsorgungskonzept

- Aufgrund der großen Ähnlichkeit der dotierten Brennstoffe zu standard UO_2 -Brennstoff wird nicht von bedeutenden Auswirkungen auf die Entsorgung ausgegangen. Die bessere Rückhaltung gasförmiger Spaltprodukte kann durch den daraus resultierenden geringeren Innendruck der bestrahlten Brennstäbe das Abfallmanagement vereinfachen /NEA 18/.
- Die Kompatibilität dotierter Brennstoffe mit dem französischen Wiederaufbereitungsverfahren wurde bestätigt /NEA 18/.

3.2.8 Implementierung in Simulationsprogrammen

Tab. 3.18 Codes zur Simulation von dotiertem UO_2 -Brennstoff

Akteur	Simulationstool	Ziel der Arbeit
Framatome	GALILEO	Der GALILEO Code wurde erweitert, um Unterschiede von Cr-dotiertem UO_2 -Brennstoff im Vergleich zum undotierten Brennstoff hinsichtlich der thermischen Leitfähigkeit, des Anschwellens und der Spaltgasfreisetzung zu berücksichtigen. Anhand experimentell gewonnener Daten wurde die Eignung des Codes zur Vorhersage des Brennstoffverhaltens demonstriert. /QIY 22/
Framatome, INL	BISON	Der Finite-Elemente-basierte Code des INL wurde modifiziert, um Cr_2O_3 -dotierten Brennstoff modellieren zu können. Das Ergebnis wurde mit Erkenntnissen aus dem Bestrahlungsexperiment Halden IFA-677 abgeglichen. Außer einer Unsicherheitsanalyse zur Spaltgasfreisetzung wurden auch ein Test mit Leistungsanstieg und ein Kühlmittelverluststörfall mit dotiertem und undotiertem Brennstoff im Vergleich simuliert. /PAS 18/
Framatome	COPERNIC	Anpassungen am Code erlauben die Vorhersage von Hüllrohrspannungen und Spaltgasfreisetzung bei Transienten von Cr_2O_3 -dotiertem im Vergleich zu undotiertem UO_2 -Brennstoff. /DEL 18/
Framatome	RODEX4	Der Thermomechanik-Code RODEX4 wurde verwendet, um Werkstoffeigenschaften des dotierten Brennstoffs, wie Dichte, thermische Ausdehnung und Leitfähigkeit, Korngröße, Speicherung thermischer Energie, Kriechen, Elastizitätsmodul, etc. im Normalbetrieb, bei Abweichungen vom Normalbetrieb sowie bei Unfällen zu behandeln. Die Ergebnisse flossen in den Topical Report „Incorporation of Chromia-Doped Fuel Properties in AREVA Approved Methods“ ein, der bei der NRC eingereicht wurde. /NRC 18/
Framatome	AURORA-B	Vorhersage der dynamischen Antwort von SWR-Brennstoff während Transienten, postulierten Unfallszenarien und auslegungsüberschreitenden Störfällen im Rahmen des Topical Report „Incorporation of Chromia-Doped Fuel Properties in AREVA Approved Methods“, der bei der NRC eingereicht wurde. /NRC 18/
CIEMAT	FRAPCON-4.0	FRAPCON-4.0 wurde ergänzt, um auch Cr-dotierten UO_2 -Brennstoff einzuschließen. Die simulierte Spaltgasfreisetzung und mechanische Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen wurden mit experimentellen Daten abgeglichen. Schmelztemperatur, Dichte, thermische Leitfähigkeit und Ausdehnung, spezifische Wärmekapazität und Verdichtung wurden nicht geändert. /ARA 23/
Westinghouse	PAD bzw. PAD-ATF Code	Der Brennstoff Performance Analysis and Design (PAD) Code dient zur Berechnung von Verformungen von Brennstoff und Hüllrohr einschließlich Verdichtung, Anschwellen, Verlagerung, Brennstabtemperaturen, Gasfreisetzung und Brennstabinnendruck in Abhängigkeit von zeitlichen Verläufen und linearer Leistung. /WES 16/ Der PAD Code ist auch auf ADOPT™ Brennstoff anwendbar. Hinsichtlich der vorgesehenen Kombination von ADOPT™-Brennstoff mit beschichteten Hüllrohren wurde der PAD-Code zur Implementierung der besonderen Werkstoffeigenschaften zum PAD-ATF Code weiterentwickelt. /EXE 18/

Akteur	Simulationstool	Ziel der Arbeit
Idaho National Laboratory	BISON	Im Rahmen des NEAMS Programms wurde der BISON Brennstoff-Performance Code weiterentwickelt. Zusätzliche Möglichkeiten der Modellierung sowie Verbesserungen wurden ergänzt. Dazu gehörte die Implementierung eines Modells für die Kriechverformung von Cr-dotiertem UO_2 -Brennstoff. /INL 23a/
Joint Research Centre	TRANSURANUS	Im Rahmen des Coordinated Research Project „Testing and Simulation for Advanced Technology and Accident Tolerant Fuels“ der IAEA wurde ein neues Diffusionsmodell für gasförmige Spaltprodukte in dotiertem UO_2 -Brennstoff in TRANSURANUS eingeführt. Die gewonnenen Daten wurden mit Ergebnissen der Experimente aus Halden und Studsvik verglichen. /GON 22/

3.3 SiC/SiC-Hüllrohre

3.3.1 Beschreibung des Hüllrohrkonzeptes

3.3.1.1 Werkstoffe

Verbundwerkstoff aus Siliziumkarbid-Fasern und Siliziumkarbid-Matrix

- SiC-Fasergeflecht wird per chemischer Gasphaseninfiltration (CVI) mit SiC-Matrix infiltriert. Eine per chemischer Gasphasenabscheidung aufgebrachte hochdichte monolithische SiC-Beschichtung oder metallische Beschichtung ist zusätzlich möglich /NEA 18/
- Geringe Dichte ($2,58 \text{ kg/m}^3$) im Vergleich zu $6,56 \text{ m}^3$ für Zr- Hüllrohre /NRC 21d/
- Überragende Beständigkeit gegenüber hohen Temperaturen (SiC sublimiert bei etwa 2.700°C /NRC 21d/) und Hochtemperaturdampfoxidation (bis 2.000°C /NEA 22/) sowie nach Quenching mit Beibehaltung der Geometrie /NEA 18/
- Ausgezeichnete Widerstandsfähigkeit gegenüber Bestrahlung mit geringer Aktivierung /NEA 18/ (Bestrahlungsschäden erreichen eine Sättigungsgrenze bei ca. 1 dpa, entsprechend etwa 6 Monaten Bestrahlung im Leistungsreaktor, was Vorteile im Hinblick auf höheren Abbrand bzw. längere Brennstoffzyklen bedeutet. /NEA 22/)
- Geringe Gasdichtheit des Verbundwerkstoffs, daher Beschichtung erforderlich /NEA 18/
- Hohe Steifigkeit und gutes Ermüdungsverhalten /NEA 18/

- Im Vergleich zu Zr-Legierungen geringerer Neutroneneinfang ermöglicht geringere Anreicherung von U-235 bzw. längere Brennstoffzyklen mit höherem Abbrand. Dieser Vorteil kann durch eine eventuelle Metallbeschichtung abgeschwächt werden. /NEA 18/
- Problematische hydrothermische Korrosion (Chemische Inkompatibilität mit Kühlmittel von Leichtwasserreaktoren bei Betriebstemperatur, Si reagiert mit Wasser zu SiO_2 und C zu CO_2 und CH_4 /REB 23/). Lösungsansätze sind Beschichtungen, Oberflächenbehandlungen und Änderungen der Kühlmittelchemie /NEA 18/
- Werkstoff lässt sich nicht schweißen, daher ist die gasdichte Anbringung der Endkappen problematisch, Verschweißung an evtl. vorhandener Metallschicht möglich /NEA 18/
- Geringe thermische Leitfähigkeit unter Betriebsbedingungen von Leichtwasserreaktoren, die unter Bestrahlung und bei steigender Temperatur weiter abnimmt, kann zu mechanischen Spannungen, Verformungen, Rissbildung und höherer Brennstofftemperatur mit verstärkter Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte führen /NEA 22/. Bei mehrschichtigen Konzepten können die Übergänge zwischen den Schichten die Wärmeübertragung weiter behindern /NEA 18/
- Anschwellen des Werkstoffs unter Bestrahlung führt zu einer Vergrößerung der Lücke zwischen Brennstoff und Hüllrohr und damit zu einer Verschlechterung der Wärmeübertragung und Erhöhung der Brennstofftemperatur /NEA 18/. Kommt es dennoch zu mechanischen Wechselwirkungen zwischen Pellet und Hüllrohr, ist die geringe Duktilität von SiC/SiC nachteilig, da der Werkstoff induzierte Spannungen schlecht aufnehmen kann /NEA 22/.
- Sprödigkeit des SiC/SiC-Werkstoffs macht ihn anfällig für mechanische Beschädigungen, etwa bei der Brennstoffhandhabung, beim Transport, Erdbeben, etc. /NEA 22/
- Höherer kritischer Wärmefluss als bei Zr-Legierungen durch bessere Benetzbarkeit der Oberfläche /NEA 18/
- Keine Aufnahme von Wasserstoff durch SiC-Werkstoffe, daher keine wasserstoffinduzierte Versprödung und keine Anfälligkeit für Spannungsrisskorrosion im Zusammenhang mit korrosiven Spaltprodukten /NEA 22/

- Die größere Härte von SiC im Vergleich zu Zr-Legierungen führt zu einem geringeren Risiko des Versagens durch Fretting /NEA 22/
- Geringere Entstehung von Wasserstoff durch Oxidation bei Kühlmittelverluststörfällen, allerdings Möglichkeit der Bildung von Methan und Kohlenstoffmonoxid /NEA 22/

3.3.1.2 Geometrie

Die Geometrie von SiC/SiC-Hüllrohren wird durch ihren Aufbau bestimmt. Hier gibt es verschiedene Varianten bezüglich vorhandener Schichten sowie der Architektur des Gewebes der SiC-Fasern.

Tab. 3.19 Geometrie von SiC/SiC-Hüllrohren

Bestandteil	Herstellung	Funktion	Eigenschaften
SiC-Faser-Gewebe	Filamentwindung	Pseudo-Duktilität durch Faserverstärkung	Ergibt die geringste Wandstärke /KOY 17/
SiC-Faser-Gewebe	2D-Flechtung: Fasern werden in zwei Richtungen miteinander verwoben	Pseudo-Duktilität durch Faserverstärkung	Ergibt die größte Wandstärke Gute Widerstandsfähigkeit gegen Beschädigung /KOY 17/
SiC-Faser-Gewebe	3D-Flechtung: Das Gewebe wird zusätzlich durch orthogonal angeordnete Fasern verstärkt	Pseudo-Duktilität durch Faserverstärkung	Ergibt eine mittlere Wandstärke Gute Widerstandsfähigkeit gegen Beschädigung Anpassbar an verschiedene komplexe Formen /KOY 17/
Zwischenschicht	Beschichtung der einzelnen SiC-Fasern durch chemische Gasphasenabscheidung (CVD) z. B. mit pyrolytischem Kohlenstoff (PyC) oder mehrschichtig mit PyC/SiC /KOY 17/	Schafft die Verbindung von der Faser zur Matrix Beteiligung an der Begrenzung der Rissausbreitung innerhalb der Matrix /KOY 17/	Dicke der Zwischenschicht kann sich auf mechanische Eigenschaften des Werkstoffs (z. B. Zugfestigkeit, Elastizitätsmodul) auswirken /KOY 17/
SiC-Matrix der SiC/SiC-Verbandschicht	Chemische Gasphaseninfiltration (CVI)	Abdichtung des Gewebes	Sehr reine, kristalline, SiC-Matrix mit hoher Beständigkeit gegen Bestrahlung Geringe Dichte mit Porosität von etwa 10–25 % Wandstärke der gesamten Hüllrohrwand: ca. 690 µm /NRC 21d/

Bestandteil	Herstellung	Funktion	Eigenschaften
SiC-Matrix der SiC/SiC-Verbandschicht	NITE: Nano-infiltration and transient eutectic phase sintering /NRC 21d/	Abdichtung des Gewebes	Dichtes Material mit verbesserten mechanischen Eigenschaften und besserer Dichtheit für gasförmige Spaltprodukte /NRC 21d/ Innendurchmesser 10 mm, Außendurchmesser 12 mm /LAM 23/
Monolithische Schichten	CVD /NRC 21d/	innere monolithische SiC-Schicht: Abdichtung äußere monolithische SiC-Schicht: Korrosionsschutz /NRC 21d/	Dicht, korrosionsbeständig, spröde
Hüllrohrbeschichtung	Elektrochemische Beschichtung mit Chrom Physikalische Gasphasenabscheidung (PVD) mit Cr, CrN, TiN Vakuum-Plasma-Sprühen mit Cr und Zr /KOY 17/	Korrosionsschutz	Beschichtungstechnologien für SiC/SiC sind nicht ausgereift, Nachweis der Vorteile bezüglich Korrosionsschutz und Dichtheit erforderlich /KOY 17/

3.3.2 Akteure

Tab. 3.20 Akteure bei der Entwicklung von SiC/SiC-Hüllrohren

Akteur	Konzept	Aufbau	Kooperationen	Aktivität
Framatome	PROtect SiC	Sandwich-Design: 2 Schichten SiC/SiC, dazwischen eine Tantal-Schicht /IAE 23/	CEA, SCK-CEN, INL, MIT, KIT, DLR /VAL 23/	Entwicklung
General Atomics	SIGA	2-schichtig: innen SiC/SiC-Verbandschicht (CVI) mit SiC-Fasern (Hi-Nicalon TM -S), außen monolithisches SiC (CVD) /IAE 23/	Westinghouse, Framatome, Constellation, ORNL, INL, ANL, LANL, MIT, University of South Carolina, Structural Integrity Associates /KHA 23/	Entwicklung

Akteur	Konzept	Aufbau	Kooperationen	Aktivität
Toshiba	k. A.	2-schichtig: innen SiC/SiC-Verbundschicht mit CVD-SiC Matrix, außen CVD-SiC /NIS 23/ Für SWR und DWR /YAM 23/ Hüllrohr Außendurchmesser ca. 10 mm /NIS 23/	Universitäten von Tokio und Tohoku, Nuclear Fuel Industries Ltd. /NIS 23/	Entwicklung
Hitachi-GE Nuclear Energy	k. A.	SiC/SiC mit Titanbeschichtung (10–20 µm) /ISH 22/, /IAE 23/ Für SWR /YAM 23/	k. A.	Entwicklung
TVEL	k. A.	3-schichtig: innen 300 µm polykristallines SiC, Mitte: 300 µm SiC/SiC-Verbundwerkstoff, außen: 100 µm polykristallines SiC Innendurchmesser 7,72 mm, Außendurchmesser 9,1 mm /SMI 19/	Rosatom	Entwicklung
China General Nuclear Power Group (CGN)	k. A.	2-schichtig /IAE 23/	Chinese Academy of Sciences, China Academy of Engineering Physics, Tsinghua University, Xi'an Jiaotong University /WNN 19a/	Entwicklung
Karlsruhe Institut für Technologie	k. A.	Von CEA gefertigte Hüllrohrsegmente aus SiC-Verbundwerkstoff	CEA	Oxidationstests in der QUENCH-Einrichtung des KIT /STE 22/

3.3.3 Staatliche Förderprogramme

Tab. 3.21 Staatliche Förderprogramme zur Förderung der Entwicklung von SiC/SiC-Hüllrohren

Land	Datum	Programm	Beteiligte	Fördersumme
USA	2018 – 2021	ATF Program: Erprobung verschiedener ATF-Konzepte /DOE 19/	Framatome (Cr-beschichtete Zr-Legierungen mit dotierten Pellets, SiC-Hüllrohre) Westinghouse (U ₃ Si ₂ - und dotierte UO ₂ -Pellets, SiC-Hüllrohre)	2018/2019: 111,2 Mio. US\$ 2020: 55,6 Mio. US\$ 2021: 30 Mio. US\$
USA	2021	Kooperative Vereinbarung zur weiteren Entwicklung von PROtect ATF /POW 21/	DOE, Framatome	150 Mio. US\$

Land	Datum	Programm	Beteiligte	Fördersumme
USA	2021 – 2023	Funding Opportunity Announcement zum Einsatz von SiC-Ceramic Metal Composite Technologien /INL 24/	DOE, General Atomics	FY 2021: 5 Mio. US\$ FY 2022: 10 Mio. US\$ FY 2023: 15 Mio. US\$
Japan	2012 – 2016	SCARLET: Fokus des Forschungs- und Entwicklungsprogramms liegt auf der Herstellung von SiC/SiC Hüllrohren mittels NITE-Verfahren /KIS 15/	Ministerium für Bildung, Kultur, Sport, Wissenschaft und Technologie, Muroran Institut für Technologie /KIS 15/	k. A.
U.K.	Juni 2015 – August 2018	Understanding the In-Reactor Performance of Advanced Ceramic Cladding Materials /URI 15/	Universität Manchester, Westinghouse, Verbindungen zu Rolls-Royce, EDF, GE-Hitachi	244.598 £ (ca. 290.000 €)
U.K.	Dezember 2015 – Mai 2019	SiC fuel cladding: Macroscopic effects of radiation on mechanical and thermal properties from microstructural-scale characterisation and modelling /URI 15a/	Universität Oxford	473.482 £ (ca. 565.000 €)
EU	2017 – 2023	Il Trovatore: Innovative cladding materials for advanced accident-tolerant energy systems /EUR 24/, /FER 21/	Diverse Universitäten und Forschungseinrichtungen aus U.K., Belgien, Deutschland (RWTH Aachen, KIT, Universitäten Hamburg und Dresden, Plansee Composite Materials, Gesellschaft für Technische Thermochemie und -Physik, DLR), Schweden, Frankreich, Italien, USA, Japan /EUR 24/	5 Mio. €
EU	2022 – 2026 /EUR 22/	H2020 SCORPION: Nachfolger von IL TROVATORE mit Fokus auf der Verbesserung von SiC/SiC /EUR 22/	Koordiniert durch das Istituto Italiano de Tecnologia (Genua) und die Universität Huddersfield, weitere beteiligte in Italien, UK, Schweden, Frankreich, Deutschland (RWTH Aachen, KIT, Universität Erlangen-Nürnberg, Gesellschaft für technische Thermochemie und -Physik) /EUR 22/	Gesamtkosten: 3,1 Mio. € EU-Beitrag: 2,6 Mio. € /EUR 22/

3.3.4 Verwendung

3.3.4.1 Vergangenheit

Tab. 3.22 In der Vergangenheit erfolgte Testeinsätze von SiC/SiC-Hüllrohren

Land	Anlage	Art der Proben	Dauer der Tests	Ergebnis
USA /IAE 23/	MITR (FR)	Framatome LTR	2021 – 2022	k. A.
USA /FRA 23a/	MITR (FR)	SiC Hüllrohre	Ab Frühjahr 2023	k. A.
USA /IAE 23/	ATR (FR)	Framatome LTR	2021 – 2022	k. A.
Japan /IAE 23/	Testreaktor	Werkstoffproben	k. A.	k. A.
Schweiz /IAE 23/	Gösgen (DWR)	Framatome SiC Hüllrohrproben	Ab 2016	k. A.
USA /KHA 23/	ATR (FR)	SiGA Rodlets ohne Brennstoff	2023 – 2024	Nachbestrahlungsuntersuchung war für Frühjahr 2024 geplant, Ergebnisse daraus liegen noch nicht vor.
Belgien	BR-2 (FR)	CEA SiC/SiC Hüllrohrproben, teils mit Sandwich-Aufbau (SiC/SiC, Ti, SiC/SiC) bzw. verschiedenen Oberflächenbehandlungen /VAL 23/	1 Zyklus (0,7 dpa) /VAL 23/	Allgemein exzellentes Verhalten aller elf Rodlets. Die Ergebnisse sollen über längere Bestrahlungszeiten bestätigt werden /VAL 23/.

3.3.4.2 Aktuell

Tab. 3.23 Aktuelle Testeinsätze von SiC/SiC-Hüllrohren

Land	Anlage	Art der Proben	Dauer der Tests
USA /KHA 23/	ATR (FR)	SiGA mit Brennstoffsurrogat	2024–2025 Validierung von Modellen und Vorbereitung von Tests von Rodlets mit Brennstoff

3.3.4.3 Planung

Tab. 3.24 Zukünftig geplante Testeinsätze für SiC/SiC-Hüllrohre

Land	Anlage	Art der Proben	Zeitraum/Ziel
USA /KHA 23/	Komm. Reaktor von Constellation	SiGA LTR	2025/2026 Gewinnung von Daten aus der Bestrahlung in repräsentativer Umgebung
USA /IAE 23/	Komm. Reaktor	Framatome LTR	k. A.
Belgien /IAE 23/	BR-2 (FR)	Framatome LTR	k. A.
Russland /IAE 23/	Forschungsreaktor	LTR	2025
Russland /IAE 23/	VVER-1000	LTA	2026
USA /KHA 23/	ATR (FR)	SiGA Rodlets mit Brennstoff	2024 – 2026 Validierung der Modelle zur Mikrorissausbreitung, Nachweis, dass Gasdichtheit erhalten bleibt
USA /INL 24/	HFIR am ORNL (FR)	SiGA Hüllrohre	2026 – 2028
USA /INL 24/	TREAT (FR)	Bestrahlte SiGA Hüllrohre	Ab 2028 Zur Untersuchung des Verhaltens unter Unfallbedingungen

3.3.5 Zeitplan für den Einsatz

Tab. 3.25 Chronologischer Verlauf der Entwicklung von SiC/SiC-Hüllrohren

Framatome	General Atomics	Toshiba /NIS 23/
2016: Erste Bestrahlung von SiC/SiC-Hüllrohrproben (IMAGO-Programm) /FRA 21c/ 2018–2021: Framatome erhält Förderung im Rahmen des DOE ATF-Programms /DOE 19/ 2021: Herstellung von SiC/SiC-Rodlets mit Beschichtung und mit durch Hartlöten angebrachten Endkappen zur Bestrahlung in einem Testreaktor /FRA 21c/ Keine Angaben zur geplanten Markteinführung	1960er Jahre: Beginn der Arbeiten mit monolithischem SiC-Werkstoff /POW 18/ 1990er Jahre: Entdeckung der Möglichkeit, monolithisches SiC durch Einbringung von SiC-Fasern zu verstärken /POW 18/ 2000er Jahre: verstärkte Forschung an SiC/SiC-Verbundwerkstoff im Hinblick auf die Verwendung als Hüllrohrwerkstoff, insbesondere für HTGR /POW 18/ Ab 2011: Anwendung der Technologie als ATF für Leichtwasserreaktoren /POW 18/ 2017: General Atomics schließt die Partnerschaft mit Westinghouse zur weiteren Entwicklung des EnCore ATF mit SiGA-Hüllrohren /REU 17/ 2018 – 2021: Westinghouse erhält Förderung im Rahmen des DOE ATF-Programms /DOE 19/ 2024: Die Möglichkeit der Herstellung von SiGA-Hüllrohren in voller Länge wurde demonstriert (366 cm) /DOE 24/ 2025: Geplanter erstmaliger Einsatz von SiGA LTR in kommerziellem Reaktor /INL 23/ Anfang der 2030er Jahre: Geplante Kommerzialisierung der SiGA-Hüllrohre /DOE 24/	2012 – 2015: Forschung, Entwicklung der Produktionstechnologie, mechanische Tests 2016 – 2023: Technologieentwicklung, Verbesserung von Analysecodes, Bestrahlungstests im Forschungsreaktor 2023 – 2026: Hochskalierung der Produktion, Produktion von Hüllrohren in voller Länge Ab 2027: Genehmigung der Bestrahlung von LTA in kommerziellen Reaktoren, Genehmigung für den regulären Einsatz, kommerzielle Verwendung

3.3.6 Entwicklungsstand (TRL)

Derzeit werden Werkstoffproben und Rodlets aus SiC/SiC-Verbundwerkstoffen hergestellt und in Forschungsreaktoren bestrahlt. Aus den Bestrahlungsversuchen sowie Tests, die vor und nach den jeweiligen Bestrahlungen durchgeführt werden, werden Daten gesammelt, auch um Simulationscodes für die Simulation von SiC/SiC-Hüllrohren weiterzuentwickeln. Brennstäbe voller Länge mit SiC/SiC-Hüllrohren wurden bislang

noch nicht testweise eingesetzt. Folglich wurde das TRL im Rahmen des AP1 auf 2–3 festgelegt. Kürzlich wurde bekannt, dass General Atomics bereits SiC/SiC-Hüllrohre in voller Länge gefertigt hat /DOE 24/. Damit ist für die Variante von GA/Westinghouse bereits ein Kriterium für TRL 4 im Bereich Herstellung erfüllt.

3.3.7 Entsorgungskonzept

Konkrete Konzepte zur Entsorgung von SiC/SiC-Hüllrohren sind bislang nicht bekannt. Lediglich für das U.S. DOE wurde eine Gap-Analyse /HON 21/ zu Lagerung und Transport von ATF erstellt, die auch Überlegungen bezüglich SiC-Werkstoffen enthält.

- Durchlässigkeit für Tritium kann hinsichtlich der Lagerung problematisch sein, durch eine geeignete Beschichtung jedoch verringert werden. /NEA 18/
- Das gegenüber Zr-Legierungen veränderte Kriechverhalten von SiC-Werkstoffen sowie Grenzwerte des Kriechens vor einem Versagen müssen bei der Lagerung berücksichtigt werden, um ein Versagen zu vermeiden. /HON 21/
- Die Sprödigkeit der SiC-Werkstoffe kann Beschädigungen durch internen Druck, mechanische oder thermische Belastung begünstigen. /HON 21/

3.3.8 Implementierung in Simulationsprogrammen

Tab. 3.26 Codes zur Simulation von SiC/SiC-Hüllrohren

Akteur	Simulationstool	Ziel der Arbeit
Pacific Northwest National Laboratory	FRAPCON	Abschätzung des thermo-mechanischen Verhaltens von Brennstäben mit SiC-Hüllrohren /NRC 21d/
General Atomics	ANSYS	CT-Scan der Faserstruktur wurde in ANSYS implementiert. /KHA 23/
General Atomics	BISON	SiGA Hüllrohre können nun durch Auswahl der GA-EMS SiGA Hüllrohreigenschaften simuliert werden. Durch das INL wurde ein Modell der pseudo-Duktilität des Werkstoffs implementiert. /KHA 23/
General Atomics, Structural Integrity Associates Inc.	PEGASUS	Mit dem PEGASUS Code zur Berechnung des Brennstoffverhaltens mittels 3D Finite-Elemente-Modellierung lassen sich sowohl thermomechanische als auch strukturelle Analysen durchführen. Anfänglich für LWR-Brennstoffe entwickelt, wurde die Anwendbarkeit der Plattform auf ATF und Reaktordesigns der Generation IV ausgeweitet. Dabei sind sowohl monolithisches SiC als auch SiC/SiC-Verbundwerkstoff eingeschlossen. Der Code soll verwendet werden, um Vorhersagen zum Brennstoffverhalten in Bestrahlungstests zu treffen, die anschließend anhand der Testergebnisse beurteilt werden. /SIA 23/

Akteur	Simulationstool	Ziel der Arbeit
Hitachi-GE	MAAP	Das Modular Accident Analysis Program Version 5.05 β wurde verwendet, um die Bildung von Wasserstoff bei Verwendung von SiC mit und ohne Titanbeschichtung bzw. Zircaloy als Hüllrohrwerkstoff in einem Advanced Boiling Water Reactor in einem Unfallszenario ausgehend von einem vollständigen Verlust der Speisewasserversorgung zu simulieren. Die gebildete Menge an Wasserstoff betrug für SiC ohne Beschichtung 2,6 % und für SiC mit Beschichtung 5,6 % der Menge, die in der Simulation mit Zircaloy Hüllrohren gebildet wurde. /ISH 22/
INL	BISON	Die Simulation basiert auf einem Experiment, bei dem SiC-Verbundwerkstoffproben mit einem inneren Durchmesser von 7,1 mm und einem äußeren Durchmesser von 8,5 mm sowie Längen von 16, 12 und 4 mm im Hochflusisotopenreaktor des ORNL bestrahlt worden waren. Sowohl in der Simulation als auch im Experiment wurden Spannungen innerhalb der Hüllrohrproben ermittelt, die zu Mikrorissen führten, die sich von der Innenseite her sowohl in radialer als auch in axialer Richtung ausbreiten. /SIN 22/
INL	MELCOR	Um die Sicherheitsvorteile des Einsatzes von SiC-Komponenten anstelle von Zr-Legierungen in Leichtwasserreaktoren abschätzen zu können, wurde Zircaloy in den Werkstoffeigenschaften und Oxidationsmodellen innerhalb des MELCOR Codes durch SiC ersetzt. Mit der modifizierten Version erfolgte eine vorläufige Simulation des Unfalls von TMI-2. Dabei zeigte sich für SiC ein bedeutender Sicherheitsgewinn gegenüber der Verwendung von Zircaloy. /MER 13/
JAEA	FEMAXI-ATF	Die Code-Variante FEMAXI-ATF wurde basierend auf FEMAXI-7, einem Code für die Modellierung des Brennstoffverhaltens in Leichtwasserreaktoren, entwickelt. Dabei wurden thermische und mechanische Eigenschaften von monolithischem SiC und SiC/SiC-Verbundwerkstoff sowie dessen Eigenschaften unter Bestrahlung implementiert. Insbesondere wurde der Code entwickelt, um mechanische Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen zu beurteilen. /NAK 22/
Shaanxi Key Laboratory of Advanced Nuclear Energy and Technology	FROBA-ATF	Basierend auf Bestrahlungsversuchen mit SiC-Hüllrohren wurde der FROBA Code weiterentwickelt, um ATF simulieren zu können. Dabei wurden Wärmeübertragungsmodelle und Modelle der Werkstoffeigenschaften der Hüllrohre aufgenommen, um Simulationen von SiC-Hüllrohre mit UO ₂ -Brennstoff für den Normalbetrieb und Unfallbedingungen durchführen zu können. Das im Normalbetriebszustand zunächst gegenüber UO ₂ -Zircaloy ⁴ bezüglich des thermischen Verhaltens schlechtere Ergebnis für UO ₂ -SiC konnte durch Dotierung des Brennstoffs mit 10 % BeO und Reduzierung der Hüllrohrwandstärke verbessert werden. Diese Variante zeigte für Unfallsituationen anschließend vorteilhafte Eigenschaften hinsichtlich der Unfalltoleranz. /CHE 21/
Xi'an Jiaotong University	ISAA-ATF	Der Code ISAA zur Analyse schwerer Unfälle wurde zu ISAA-ATF weiterentwickelt, um den möglichen Sicherheitsgewinn durch ATF-Hüllrohrwerkstoffe zu untersuchen. In einem Station Blackout Szenario eines DWR wurden FeCrAl, SiC und Zr-Legierungen miteinander verglichen, wobei FeCrAl und SiC bessere thermodynamische Eigenschaften zeigten, später versagten und eine geringere Hüllrohrtemperatur sowie H ₂ -Bildung aufwiesen als Zr-Legierungen. /ZHA 22b/

Akteur	Simulationstool	Ziel der Arbeit
Paul Scherrer Institut	FALCON	Zentrale Eigenschaften von U_3Si_2 -Brennstoff und Hüllrohren aus SiC/SiC-Verbundwerkstoff wurden in den FALCON Code aufgenommen, um Analysen zum Verhalten solcher Brennstäbe im Normalbetrieb eines DWR durchzuführen und das Verhalten dieser Brennstoff-Hüllrohrkombination mit der herkömmlichen Kombination aus UO_2 -Brennstoff mit Zr-Hüllrohren zu vergleichen. Als größtes Problem wird dabei die Gefahr des Hüllrohrversagens durch mechanische Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen bei der ATF-Variante gesehen. /COZ 18/

4 Sicherheitstechnischer Überblick über ATF-Konzepte

4.1 Sicherheitstechnisch relevante Eigenschaften von unfalltolerantem Brennstoff

Für die sicherheitstechnischen Eigenschaften von unfalltolerantem Brennstoff (Accident Tolerant Fuel, ATF) sind insbesondere deren thermisch-mechanische Interaktionen, ihre chemische Stabilität und Kompatibilität mit umgebenden Werkstoffen und Medien, Abbau-, Transport- und radiologische Freisetzungssphänomene von Bedeutung. Diese werden hier für die Brennstoffkonzepte dotierter Brennstoff, Nitridbrennstoff und Uransilizidbrennstoff sowie für die Hüllrohrkonzepte chrombeschichtete Hüllrohre, FeCrAl-Hüllrohre und SiC/SiC-Hüllrohre diskutiert.

4.1.1 Thermisch-mechanische Interaktionen

Dotierter Brennstoff

Da die eingebrachten Dotierstoffe nur einen sehr geringen Anteil von rund 0,16 Gew.% des Brennstoffs ausmachen, haben sie keinen signifikanten Einfluss auf die thermischen Eigenschaften des Brennstoffs. Somit sind die thermische Leitfähigkeit, spezifische Wärmekapazität, der Schmelzpunkt, die thermische Ausdehnung und Temperaturleitfähigkeit bei dotierten und undotierten UO_2 -Brennstoffen sehr ähnlich: laut /ARB 06/ liegen die Messwerte der spezifischen Wärmekapazität für dotierte und undotierte Pellets innerhalb von $\pm 3 \%$ des theoretischen Werts für UO_2 , besteht kein messbarer Unterschied bezüglich der Schmelztemperatur zwischen dotiertem und undotiertem UO_2 , bewegt sich der Unterschied des thermischen Ausdehnungskoeffizienten zwischen den verschiedenen Pellettypen innerhalb der Messunsicherheit und besteht hinsichtlich der Temperaturleitfähigkeit kein messbarer Unterschied zwischen undotiertem und dotiertem UO_2 . Bezüglich mechanischer Eigenschaften dotierter UO_2 -Brennstoffe wurde festgestellt, dass sie bis hin zu hohen Abbrandwerten eine höhere mikrostrukturelle Stabilität aufweisen und Deformationen etwas schneller erfolgen. Zudem wird ihr Verhalten bezüglich mechanischer Wechselwirkungen zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohr (Pellet-Cladding-Interaction, PCI) durch eine bessere Kriechverformung infolge der Dotierung positiv beeinflusst /NRC 21d/. Das heißt, die Marge für das Auftreten von Spannungsrisskorrosion bei PCI erhöht sich bei hohen Temperaturen. Die im Vergleich zu undotiertem UO_2 größere Korngröße erhöht die Viskoplastizität. Es wird erwartet, dass ihre Eigenschaften

auch im Hinblick auf das Aufblähen (Ballooning) und Bersten der Hüllrohre in Unfallsituationen Vorteile bringen. Hierzu liegen jedoch noch keine Daten vor /NRC 21d/.

Nitridbrennstoff

Nachteilig bei Nitridbrennstoffen ist eine hohe Anschwellrate bei hohen Temperaturen, die mechanische PCI begünstigt. Um dadurch verursachte Verformungen und Beschädigungen des Hüllrohrs zu vermeiden, sind eine höhere Porosität und eine Vergrößerung der Lücke zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohr erforderlich. Da die thermische Leitfähigkeit des Nitridbrennstoffs sehr hoch ist, sollten zu hohe Temperaturen im Inneren der Brennstoffpellets auch bei größeren Abständen zwischen Pellet und Hüllrohr vermieden werden können. Der theoretische Vorteil der Verlängerung des Betriebszyklus, den der Nitridbrennstoff aufgrund seiner höheren Brennstoffdichte bietet, kann durch eine größere Porosität und die größere Lücke jedoch aufgehoben werden. Es wird davon ausgegangen, dass das Anschwellen des Brennstoffs im Normalbetrieb von Leichtwasserreaktoren aufgrund der dort geringeren Betriebstemperaturen weniger stark ausfällt. Hinsichtlich der mechanischen Eigenschaften weist Nitridbrennstoff geringere Kriechraten und einen höheren Elastizitätsmodul als UO_2 sowie eine vergleichbare thermische Ausdehnung auf /NEA 18/.

Uransilizid (U_3Si_2)

Im Vergleich zu UO_2 weist U_3Si_2 eine deutlich höhere Wärmeleitfähigkeit auf. Dies führt dazu, dass die Brennstofftemperatur im Normalbetrieb geringer bleibt und daher die Sicherheitsmarge in Bezug auf das Schmelzen des Brennstoffs bei steigender Temperatur bei der Verwendung von U_3Si_2 trotz dessen geringerer Schmelztemperatur von 1.665°C gegenüber 2.878°C bei UO_2 größer ist. Ein zusätzlicher Vorteil ist, dass die thermische Leitfähigkeit des U_3Si_2 , anders als bei UO_2 , mit steigender Temperatur noch weiter zunimmt. Die Anschwellrate des Silizidbrennstoffs ist geringer als die des UO_2 -Brennstoffs /NEA 18/.

Chrombeschichtete Hüllrohre

Da die Beschichtung sehr dünn (meist zwischen 2 und $30\text{ }\mu\text{m}$, teils bis zu $80\text{ }\mu\text{m}$) ist, wird davon ausgegangen, dass sie nur minimale Auswirkungen auf das thermisch-mechanische Verhalten der Hüllrohre hat. Tests zeigten dennoch ein im Vergleich zu unbeschichteten Zr-Hüllrohren verringertes Ballooning chrombeschichteter Hüllrohre. Es

zeigte sich eine gute Anhaftung der Beschichtung am Grundwerkstoff bei Dampftemperaturen von 1.200 °C. Der Übergang zwischen dem Grundwerkstoff und der Chrombeschichtung blieb unter Bestrahlung bei den für Leichtwasserreaktoren üblichen betrieblichen Temperaturen stabil. Bei Temperaturen von 1.330 °C kam es zur Ausbildung eines Eutektikums zwischen dem Grundsubstrat und der Beschichtung /NRC 21d/.

Die in /OKA 24/ beschriebenen Ergebnisse von Experimenten mit chrombeschichteten Zirkoniumhüllrohrstücken von Mitsubishi Heavy Industries bzw. daraus ausgeschnittenen Werkstoffproben zeigen ein vergleichbares Verhalten der beschichteten zu unbeschichteten Hüllrohren hinsichtlich des Ermüdungsverhaltens, der thermischen Ausdehnung und der thermischen Leitfähigkeit.

FeCrAl-Hüllrohre

Die mechanische Festigkeit von Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen (FeCrAl) ist der von Zircaloy ähnlich bis überlegen, sodass ihre Eigenschaften bezüglich Ballooning und Perforationen als ähnlich oder besser einzuordnen sind. Eine mindestens gleich gute Duktilität kann durch eine optimale Einstellung der Mikrostruktur des Werkstoffs und der Zusammensetzung der FeCrAl-Legierung erzielt werden. Bezüglich des Korrosionsverhaltens im Kontakt mit dem Kühlmittel von Leichtwasserreaktoren sind FeCrAl-Legierungen anderen Hüllrohrwerkstoffen überlegen /NRC 21d/. Die thermische Leitfähigkeit von FeCrAl-Legierungen, wie beispielsweise APMT, ist mit der von Zircaloy-2 vergleichbar, wohingegen die spezifische Wärme von APMT höher ist, sodass bei Kühlmittelverluststörfällen die Spitzentemperatur des Hüllrohrs (Peak Cladding Temperature, PCT) geringer bleibt als beim Zircaloy /NEA 18/.

SiC/SiC-Hüllrohre

Die kritische Wärmestromdichte der SiC/SiC-Hüllrohre ist höher als die der Zr-Hüllrohre /NRC 21d/. Diese Aussage stützen auch die in /SEO 14/ beschriebenen Ergebnisse von Siederversuchen mit Zircaloy- und SiC-Hüllrohrproben. Die kritische Wärmestromdichte wurde dort am Punkt des schnellen Temperaturanstiegs beim Übergang vom Blasen- zum Filmsieden bestimmt und lag bei den SiC-Proben mit durchschnittlich 1.037 kW/m² um 52 % höher als bei den Zircaloy-4-Proben. Als Grund wird die größere Oberflächenrauheit der SiC-Probe im Vergleich zur Zircaloy-4-Probe angenommen. Die thermische Leitfähigkeit von SiC/SiC-Hüllrohren ist vergleichsweise gering und nach Bestrahlung noch geringer als im unbestrahlten Zustand /AHN 18/. Dies kann zu thermischen

Spannungen führen, die wiederum die Ausbildung von Mikrorissen und Verbiegungen zur Folge haben können. Weitere Folgen können eine Vergrößerung der Lücke zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohrwand und dadurch eine höhere Brennstofftemperatur und ein stärkerer Anstieg des Hüllrohrinnendrucks durch verstärkte Gasfreisetzung aus den Brennstoffpellets sein /NEA 22/. Hierzu kann auch beitragen, dass SiC/SiC sehr kriechfest ist und daher nicht auf das sich zu Beginn der Bestrahlung noch verdichtende Pellet kriecht, sondern stattdessen eine Ausdehnung in radialer Richtung zeigt /BEN 14/. Um diesbezüglich Abhilfe zu schaffen, kann es erforderlich sein, SiC/SiC-Hüllrohre in Kombination mit alternativen Brennstoffen einzusetzen, die hinsichtlich ihrer thermischen Leitfähigkeit und Geometrie (z. B. ringförmige Pellets) optimiert sind /NEA 18/. Der SiC-Werkstoff sublimiert bei etwa 2.727 °C. Die mechanische Festigkeit der SiC/SiC-Hüllrohre bei Temperaturen bis 1.500 °C ist mit der von Zr-Hüllrohren vergleichbar. Beim Quenching in Wasser von bis zu 2.000 °C können sie eine kühlbare Geometrie beibehalten. Bestrahlungstests mit Neutronen zeigten, dass SiC/SiC Verbundwerkstoffe ihre mechanischen Eigenschaften auch bei einer Bestrahlung von 30 – 40 dpa im relevanten Temperaturbereich von 300 – 800 °C beibehalten (1 dpa entspricht etwa einer Bestrahlung von sechs Monaten in einem Leistungsreaktor). Betrachtet wurden dabei die Eigenschaften des bestrahlungsbedingten Anschwellens, der thermischen Leitfähigkeit, des Elastizitätsmoduls und der Festigkeit. Quench-Tests zwischen 1.000 °C und 1.500 °C ergaben nur geringfügige Verschlechterungen der mechanischen Eigenschaften. /NRC 21d/ Steinbrueck et al. berichten in /STE 22a/, dass SiC/SiC-Proben in Dampf Atmosphäre bei 1.700 °C drei Stunden überdauern konnten. Erste lokale Anzeichen von Veränderungen an den Proben wurden erst ab einer Temperatur von 1.820 °C beobachtet. Im Vergleich dazu können chrombeschichtete Zr-Legierungen nur Temperaturen bis etwa 1.300 °C und FeCrAl-Legierungen bis etwa 1.400 °C bestehen. Die beschriebenen Versuche zeigten auch, dass die SiC-Schicht, die die SiC-Fasern umgibt, von essenzieller Bedeutung für die Beständigkeit der SiC/SiC-Hüllrohrproben ist. Sobald diese Schicht versagte, wurde ein starker Anstieg der Wasserstoffbildung als Zeichen der Oxidation der SiC-Fasern beobachtet.

4.1.2 Chemische Kompatibilität und Stabilität

Dotierter Brennstoff

Bezüglich Oxidation und Auswaschung zeigt dotiertes UO₂ ein verbessertes Verhalten gegenüber undotiertem UO₂. Bezüglich der Dampfoxidation konnte jedoch kein messbarer Unterschied festgestellt werden. Angesichts der Tatsache, dass die Dotierung des

Brennstoffs mit dem Ziel erfolgt, durch eine größere Korngröße eine bessere intragranuläre Rückhaltung von Spaltprodukten im Brennstoff zu erreichen, wäre zu erwarten, dass in dieser Hinsicht klare Vorteile des dotierten Brennstoffs gegenüber dem herkömmlichen UO_2 ohne Dotierung nachgewiesen werden können. Dennoch unterscheiden sich die Ergebnisse verschiedener Versuchsreihen in dieser Hinsicht. In manchen Studien wird eine verbesserte intragranuläre Rückhaltung gasförmiger Spaltprodukte belegt, wohingegen andere Versuche keine signifikanten Unterschiede erkennen lassen /NRC 21a/. Ein Vorteil besserer intragranularer Rückhaltung gasförmiger Spaltprodukte wäre ein geringerer Druckanstieg im Brennstab, auch bei hohem Abbrand, der wiederum das Risiko von Ballooning und Bersten des Hüllrohrs reduzieren könnte /IAE 23/.

Nitridbrennstoff

Ein bedeutender Nachteil von UN-Brennstoff ist die geringe Oxidationsbeständigkeit bei Kontakt mit Wasser oder Dampf, auch bereits bei den normalen Betriebstemperaturen von Leichtwasserreaktoren /THU 24/. Bei einem Versagen des Hüllrohrs reagiert Nitridbrennstoff mit Dampf. Dabei wurden zwei Reaktionen beobachtet, die auch zur Bildung von Wasserstoff führen /NEA 18/. Als Lösungsansätze werden zwei Optionen verfolgt: Dotierungen der Pellets, durch die die Diffusion von Sauerstoff durch das Material verlangsamt werden soll, oder eine Beschichtung der Pellets, die das Pellet vor der Korrosion schützen soll /THU 24/.

Bestrahlungsversuche von (U, Pu) N-Brennstoff bei einer linearen Leistung von mehr als 700 W/cm und Temperaturen über 1.726 °C in Heliumatmosphäre zeigten, dass Plutonium aus dem Brennstoff austreten und sich an der Innenseite des Hüllrohrs niederschlagen kann. Daher wird die Verwendung des Brennstoffs bei Temperaturen unterhalb dieser Temperatur empfohlen, was bei Leichtwasserreaktoren eine gegebene Voraussetzung darstellt. Bei UN-Brennstoff wird dieses Problem nicht erwartet, da er bei Temperaturen über 2.300 °C gesintert wird, ohne dass solche Zersetzungserscheinungen auftreten /NEA 18/. Für Mischnitridbrennstoffe stellt das Phänomen der Zersetzung bei hohen Temperaturen eine bedeutende Herausforderung für deren Herstellung dar, da auch hier ein Sintern bei Temperaturen im Bereich von 1.700 – 1.900 °C erforderlich ist, um eine hohe Dichte der Pellets zu erreichen /BAR 16/.

Uransilizid (U_3Si_2)

Es wird erwartet, dass die Oxidation des U_3Si_2 -Brennstoffs beim Versagen des Hüllrohrs im Vergleich zu UO_2 stärker exotherm ausfällt. Diese Annahme bedarf jedoch noch der experimentellen Bestätigung. Steht der U_3Si_2 -Brennstoff für längere Zeit mit dem Kühlmittel unter erhöhtem Druck in flüssiger Form in Kontakt, kann dies zu einem Auflösen der Pellets führen /NRC 21d/. In Versuchen mit Wasser bei 300 °C konnten U_3Si_2 -Proben 30 Tage lang bestehen und pulverisierten danach rasch. Eine Erhöhung der Temperatur auf 350 °C führte laut /NEL 17/ bereits zu einer schnellen Pulverisierung der U_3Si_2 -Proben. In dieser Hinsicht ist UO_2 dem U_3Si_2 -Brennstoff überlegen. Im Kontakt mit Dampf zeigten sich Angriffe auf die Korngrenzen und eine erhöhte Porosität ebenfalls bereits bei Temperaturen < 400 °C. Vom Hinzufügen weiterer Legierungsbestandteile, wie beispielsweise Al, Cr oder Y, verspricht man sich eine Stabilisierung der Brennstoffmatrix zur Verbesserung der Widerstandsfähigkeit von U_3Si_2 gegen Oxidation und damit eine höhere Unfalltoleranz. Wood et al. konnten in /WOO 20/ jedoch keine ausreichende Verbesserung der Oxidationsbeständigkeit dieser ternären Legierungen nachweisen.

Chrombeschichtete Hüllrohre

Die Beschichtung von Zr-Hüllrohren kann deren Beständigkeit gegen Korrosion und Dampfoxidation bei hohen Temperaturen, wie sie bei schweren Unfällen auftreten, verbessern. Ursächlich dafür ist die Ausbildung einer schützenden Chrom(III)-Oxidschicht, zu der es in der Dampfatosphäre bei hohen Temperaturen kommt. Chrombeschichtungen von 2 – 10 μm führten bei Tests in einer Dampfatosphäre bei 1.310 °C zu einer 50-fachen Verringerung der Oxidationsrate gegenüber unbeschichteten Hüllrohren aus Zircaloy-4. Weitere Untersuchungen ergaben eine ebenfalls bedeutend geringere Korrosionsrate chrombeschichteter Hüllrohre und eine folglich geringere Wasserstoffbildung /NRC 21d/.

Für Hüllrohre aus Zircaloy-2, auf die eine Chrombeschichtung durch Kaltgasspritzen aufgebracht worden war, wurde das Oxidationsverhalten in Dampf bei 1.100–1.500 °C untersucht. Dabei zeigte sich, dass nach dem Überschreiten einer Temperatur von etwa 1.330 °C, bei der sich ein Cr-Zr-Eutektikum ausbildet, das Versagen der Beschichtung durch die Ausbildung einer flüssigen Phase begünstigt wird. Ab 1.450 °C zeigten die beschichteten Proben eine höhere Oxidationsrate als unbeschichtete Vergleichsproben. Daraus wird geschlussfolgert, dass die Chrombeschichtung im Normalbetrieb sowie bei zu erwartenden betrieblichen Ereignissen und Auslegungstörfällen Vorteile bietet, ihr

Verhalten bei schweren Störfällen aber noch weiterer Untersuchungen bedarf /NRC 21d/.

Ein höherer Wasserstoffanteil kann bedeutenden Einfluss auf mechanische Eigenschaften des Hüllrohrwerkstoffs im Sinne einer Versprödung haben. Walters et al. untersuchten den Einfluss der Chrombeschichtung auf die Wasserstoffaufnahme durch die Zirkoniumlegierung. Dabei verglichen sie verschiedene Beschichtungsverfahren miteinander. In allen Fällen zeigten die Proben mit Beschichtung eine deutlich geringere Wasserstoffaufnahme als unbeschichtete Vergleichsproben, auch wenn die Beschichtung lokal durch Kratzer beschädigt wurde. Im Vergleich der Beschichtungsverfahren führten das Kaltgasspritzen und die gepulste physikalische Gasphasenabscheidung zu einer stärkeren Reduzierung der Wasserstoffaufnahme als die nicht gepulste physikalische Gasphasenabscheidung. Mit größerer Dicke der Beschichtung wurde die Wasserstoffaufnahme weiter verringert /WAL 24/.

FeCrAl-Hüllrohre

Bei Hüllrohren aus FeCrAl wird eine herausragende Widerstandsfähigkeit gegen Dampfoxidation beobachtet, woraus verschiedene Vorteile bezüglich ihres Verhaltens bei Stör- und Unfällen resultieren (vgl. 0). Der Grund dafür ist die Ausbildung einer schützenden Aluminiumoxidschicht. Dafür ist ein hoher Cr-Anteil in der Legierung von Bedeutung. Ein zu hoher Cr-Anteil kann jedoch aufgrund der dann verstärkten Ausfällung chromreicher α' -Phasen bei Temperaturen unterhalb von 500 °C /NEA 22/ und begünstigt durch die Neutronenbestrahlung zu einer stärkeren Versprödung führen. Erreichen die Temperaturen die Schmelztemperatur der FeCrAl-Legierung von etwa 1.500 °C, steigt die Dampfoxidationsrate stark an /NRC 21d/. Anders als Zr-Legierungen bildet FeCrAl keine stabilen Hydride mit Wasserstoff, sodass der Werkstoff nicht zur Versprödung durch Wasserstoffaufnahme neigt /NEA 18/.

Verschiedene Studien befassen sich auch mit chemischen Wechselwirkungen zwischen FeCrAl und UO_2 , die insbesondere in Unfallszenarien mit Kernschmelze von Bedeutung sein können. Sakamoto et al. schlussfolgern aus Versuchen mit FeCrAl-ODS-Hüllrohrproben und UO_2 -Pellets, die bei hohen Temperaturen einer Dampfatmosphäre ausgesetzt waren, dass bei schweren Unfällen bei der Oxidation des Hüllrohrs zunächst eine schützende Aluminiumoxidschicht und im weiteren Verlauf eine Eisenoxidschicht ausgebildet wird. Die Eisenoxidschicht reagiert prompt mit dem UO_2 -Brennstoff /SAK 21/. Außerdem wurden bei Temperaturen über 1.000 °C die Reduktion des UO_2 durch

Aluminium und in der Folge die Diffusion des freien Urans durch das Hüllrohr beobachtet. Im weiteren Verlauf führte die Reduktionsreaktion zur Bildung einer Aluminiumoxidschicht, die einen weiteren Übergang von Aluminium in das UO_2 verhindert /ORN 17/. Im Kontakt mit Urannitridbrennstoff wird entsprechend eine AlN-Phase ausgebildet /BUC 24/.

SiC/SiC-Hüllrohre

Ein Nachteil des SiC/SiC-Hüllrohrwerkstoffs ist, dass er im Kontakt mit dem Kühlmittel von Leichtwasserreaktoren bereits unter normalen Betriebsbedingungen unzulässig stark korrodiert und sich unter normaler Belastung Mikrorisse bilden können. Der Grund für die Korrosion ist die Reaktion des Siliziums aus dem Hüllrohr mit Sauerstoff aus dem Kühlmittel zu Siliziumdioxid, das daraufhin im Kühlmittel gelöst wird. Die Korrosionsprodukte können, insbesondere in kühleren Bereichen des Primärkreises, unerwünschte Ablagerungen bilden, wenn die Löslichkeitsgrenze für Siliziumdioxid überschritten wird. Wie ausgeprägt die Korrosion auftritt, hängt von verschiedenen Faktoren ab. Da besonders die Korngrenzen des Werkstoffs angegriffen werden, ist einer dieser Faktoren die Korngröße. Zudem wirken sich Parameter bezüglich der Kühlmittelchemie, wie beispielsweise der pH-Wert und die Konzentration von Wasserstoff und Sauerstoff, auf das Korrosionsverhalten aus /ORN 18/. Zum Schutz von SiC/SiC-Hüllrohren vor Korrosion durch das Kühlmittel wird das Aufbringen einer Beschichtung als Lösungsansatz betrachtet (vgl. hierzu auch Abschnitte 0 und 4.2.2).

Hinsichtlich der Dampfoxidation bei Temperaturen zwischen 1.200 °C und 1.500 °C zeigen SiC/SiC-Hüllrohre im Vergleich zu Zircaloy-4 Hüllrohren eine überragende Beständigkeit. In Versuchen in strömendem Dampf bei einem Druck von 0,1 MPa wurde laut /ORN 18/ eine parabolische Oxidationskonstante als Maß für die Geschwindigkeit, mit der die Oxidation voranschreitet, ermittelt, die bei SiC/SiC um drei Größenordnungen geringer ist als bei Zircaloy-4. In einer Dampfatmosphäre konnte die Kühlbarkeit von SiC/SiC-Hüllrohren bei 1.600 °C für bis zu drei Tage und bei 1.700–1.800 °C für mehrere Stunden aufrechterhalten werden, sodass durch ihren Einsatz die Sicherheitsmargen gegenüber dem Gebrauch anderer Hüllrohrwerkstoffe vergrößert werden könnten /NRC 21d/.

Bezüglich der Kompatibilität des SiC-Werkstoffs mit UO_2 -Brennstoff ergaben Tests bis zu einer Temperatur von 1.200 °C keine nennenswerten chemischen Wechselwirkungen.

4.1.3 Abbau-, radiologische Freisetzungs- und Transportphänomene

Dotierter Brennstoff

Es wird erwartet, dass dotierte Brennstoffe bei Unfällen einschließlich Kühlmittelverluststörfällen die Vorteile einer geringeren Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte und eines verbesserten Verhaltens bezüglich der Fragmentierung, Dislokation und Verteilung bieten /IAE 23/. Diese Annahmen bedürfen jedoch noch der experimentellen Bestätigung. Die geringere Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte soll dabei dadurch zustande kommen, dass durch die Dotierung eine größere Korngröße innerhalb der Pellets erzielt wird, sodass sich die von den Spaltprodukten zurückzulegende Diffusionsstrecke bis zur nächsten Korngrenze verlängert. Allerdings weisen Berechnungen darauf hin, dass die Dotierung des Brennstoffs mit Chromoxid (Cr_2O_3) auch die Diffusionsrate des Urans bzw. vorhandener Leerstellen beschleunigt, die wiederum mit der Diffusionsrate der Spaltprodukte korreliert. Dies würde dem positiven Effekt der Vergrößerung der Korngröße entgegenwirken. Um die Hypothese, dass die Dotierung die Diffusion der Spaltprodukte im Brennstoff beschleunigt, zu verifizieren, sollen weitere Studien durchgeführt werden /ROU 24/.

Nitridbrennstoff

UN-Pellets unterschiedlicher Dichte wurden in Experimenten bei Atmosphärendruck einem Dampf-Argon-Gemisch bei erhöhten Temperaturen ausgesetzt, um ihre Widerstandsfähigkeit gegen Hydrolyse zu testen. Bei einer Temperatur von 500 °C zersetzten sich die Pellets innerhalb einer Stunde, wobei UO_2 , Ammoniak und Wasserstoff entstanden. Als wichtiger Faktor für den Zersetzungsprozess, insbesondere im Temperaturbereich zwischen 400 und 425 °C wurde die Porosität der Pellets ausgemacht. Die Beständigkeit der Pellets könnte somit durch eine Minimierung der Porosität verbessert werden /NRC 21d/.

Uransilizid

Durch die höhere Wärmeleitfähigkeit des U_3Si_2 -Brennstoffs können neben der Brennstofftemperatur und gespeicherten Wärme auch thermische Spannungen reduziert werden. Dadurch kann die Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte reduziert werden /NEA 22/.

Cr-beschichtete Hüllrohre

Die Chrombeschichtung kann die darunter liegende Zr-Legierung vor mechanischer Abnutzung im Kontakt mit Strukturgittern der Brennelemente oder Fremdmaterial schützen, sodass dadurch bedingte Hüllrohrschäden vermieden werden, die eine Freisetzung von Bestandteilen des Brennstoffs oder Spaltprodukten zur Folge haben könnten. Zudem kann durch die Beschichtung die Neigung zum Ballooning reduziert werden. Im Falle des Berstens eines Cr-beschichteten Hüllrohrs kann die Beschichtung dazu beitragen, dass die Berstöffnung kleiner bleibt und somit die Freisetzung von Brennstoff in das Kühlmittel geringer ausfällt /REB 23/.

FeCrAl-Hüllrohre

Sakamoto et al. berichten in /SAK 24/ über Tests zum Berstverhalten von Oxid-dispersionsverfestigten (ODS) FeCrAl-Hüllrohrproben unter Bedingungen eines Kühlmittelverluststörfalls, die am Oak Ridge National Laboratory durchgeführt wurden. Die Tests weisen darauf hin, dass FeCrAl-Legierungen Vorteile gegenüber Zircaloy hinsichtlich der Bersttemperatur und Berstspannung haben und damit das Risiko für eine Freisetzung von Brennstoff aus dem Hüllrohr verringern können, auch wenn es zum Bersten des Hüllrohrs kommt.

SiC/SiC-Hüllrohre

Durch ihre Neigung zur Korrosion und Bildung von Mikrorissen kann die Rückhaltung von gasförmigen Spaltprodukten beeinträchtigt werden. Die Beschichtung der Außenseite der Hüllrohre in ähnlicher Weise, wie sie für Zr-Hüllrohre entwickelt wird, stellt hierfür einen Lösungsansatz dar. Dazu werden verschiedene Beschichtungswerkstoffe (z. B. Cr, CrN, TiN) und -verfahren erprobt. Ihre Wirksamkeit bezüglich des Korrosionsschutzes und der Abdichtung gegen die Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte ist zukünftig noch nachzuweisen. Auch an der Verbindungsstelle zwischen dem Hüllrohr und den Endkappen kann es zu Undichtigkeiten kommen. Auch hier werden derzeit noch verschiedene Verfahren erprobt, um eine sichere und dichte Verbindung zu gewährleisten /ORN 18/.

4.1.4 Weitere Faktoren mit Einfluss auf Betriebszustände, Stör- und Unfallabläufe

Cr-beschichtete Hüllrohre

Da das in Chrom natürlicherweise vorkommende Isotop Cr-50 unter Neutronenbestrahlung das radioaktive Isotop Cr-51 bildet, besteht die Sorge, dass die Verwendung von Hüllrohren mit Chrombeschichtung zu einer erhöhten Strahlenbelastung bei Brennelementwechseln und im Bereich des Brennelementbeckens führen kann, insbesondere, wenn das Chrom in der löslichen Verbindung HCrO_4^- vorliegt. Die Ergebnisse der in /HUS 24/ beschriebenen Tests weisen darauf hin, dass Chromoxidoberflächen bei Temperaturen bis 100 °C, also beispielsweise während der Brennelementwechsel, stabil bleiben. Bei Temperaturen über 100 °C begünstigen oxidierende Bedingungen die Bildung von HCrO_4^- , das dann verstärkt in Lösung geht. Da die bisherigen Untersuchungen in Autoklaven nicht direkt auf das Verhalten beschichteter Hüllrohre im Reaktor übertragbar sind, sollen weitere Untersuchungen folgen und der Einsatz chrombeschichteter Hüllrohre in kommerziellen Reaktoren soll auch unter diesem Gesichtspunkt beobachtet werden /HUS 24/.

FeCrAl-Hüllrohre

Für FeCrAl-Hüllrohre mit UO_2 -Brennstoff besteht ein Risiko einer erhöhten Tritiumkonzentration im Kühlmittel, da die Permeabilität der FeCrAl-Legierungen für Tritium höher ist als bei den Zr-Legierungen. Durch einen höheren Chromanteil in der Legierung kann ihre Permeabilität für Tritium reduziert werden /NEA 22/. Eine Voroxidation der FeCrAl-Hüllrohre bei 1.200 °C für zwei Stunden führt zur Ausbildung einer Aluminiumoxidschicht, die die Permeabilität herabsetzt und somit zur Verringerung der Tritiumkonzentration beitragen kann. Auch die Oxidschicht, die sich im Kontakt der Hüllrohroberfläche mit dem Kühlmittel bildet, kann die Barrierefunktion gegen den Übertritt von Tritium ins Kühlmittel verbessern /NEA 18/.

4.2 Vor- und Nachteile verschiedener ATF-Konzepte

Aus den spezifischen Eigenschaften der einzelnen ATF-Konzepte ergeben sich die durch ihre Entwicklung beabsichtigten Vorteile, jedoch auch Nachteile gegenüber dem bislang eingesetzten Uranoxidbrennstoff in Zirkoniumhüllrohren. Dieser Abschnitt gibt einen Überblick über diese Vor- und Nachteile. Aus den Nachteilen einzelner ATF-

Konzepte können sich neue sicherheitsrelevante Fragestellungen ergeben, die hier diskutiert werden.

4.2.1 Übersicht über Vor- und Nachteile

Die in den analysierten Arbeiten dargestellten Eigenschaften der betrachteten ATF-Konzepte werden in Tab. 4.1 als Vor- bzw. Nachteile gegenüber Urandioxidbrennstoff bzw. Zirkoniumhüllrohren eingeordnet und somit übersichtlich dargestellt.

Tab. 4.1 Zusammenfassung der Vor- und Nachteile verschiedener ATF-Konzepte im Vergleich zu UO_2 -Brennstoff bzw. Zr-Hüllrohren /EPR 19a/, /NEA 18/, /LIY 24/, /ALA 24/, /REB 23/

ATF-Variante	Vorteile	Nachteile
U_3Si_2	• Bedeutend höhere thermische Leitfähigkeit • Geringere Anreicherung • Längere Zyklen möglich • Sehr geringer Neutroneneinfang	• Genaue Beurteilung betrieblicher Charakteristika erforderlich (Folgen höheren U-238 Gehalts: Moderator- und Temperaturkoeffizienten; härteres Neutronenspektrum: Wirksamkeit der Absorption durch flüssiges Bor und Steuerstäbe) • Mechanische Verstärkung von Kernkomponenten wegen höherer Masse von Schwermetallen erforderlich • Unsicherheit bezüglich der Stabilität im Kontakt mit Kühlmittel bei Betriebstemperatur • Niedrigere Schmelztemperatur • Stärkere Bildung von Wasserstoff bei Oxidation

ATF-Variante	Vorteile	Nachteile
UN	• Hohe thermische Leitfähigkeit, die mit steigender Temperatur zunimmt • Vergleichbare Schmelztemperatur • Hohe Brennstoffdichte ermöglicht theoretisch längere Zyklen	• Aufhärtung des Neutronenspektrums erfordert Beurteilung und ggf. Anpassung der Wirksamkeit von Bor und Steuerstäben zur Reaktivitätskontrolle • Stärkeres Anschwellen des Brennstoffs im Betrieb • Neutroneneinfang durch N-14 führt zur Bildung von C-14, daher Anreicherung von N-15 erforderlich • Geringe Oxidationsbeständigkeit in Wasser- bzw. Dampfphase bei Temperaturen im Betriebsbereich von LWR • Reaktion mit Dampf führt zur Bildung von Wasserstoff • Hohe Kosten (insbesondere durch erforderliche N-15-Anreicherung)
Cr ₂ O ₃ - bzw. Al ₂ O ₃ -Cr ₂ O ₃ -dotierter Brennstoff	• Möglicherweise verbesserte Rückhaltung von Spaltprodukten • Reduzierte PCI • Geringere Auswaschung von Uran bei Kontakt mit Kühlmittel	• Parasitäre Neutronenabsorption durch Cr-Anteil
Cr-beschichtete Zr-Hüllrohre	• Deutlich geringere Korrosion während des Normalbetriebs sowie Hochtemperatur-Dampfoxidationsrate, damit geringere Wasserstoffbildung, solange die Integrität der Beschichtung gegeben ist • Höhere Widerstandsfähigkeit gegen Aufblähen und Bersten • Geringere Wasserstoffaufnahme und damit -versprödung • Von den positiven und seit Jahrzehnten erprobten Eigenschaften des Zr-Grundwerkstoffs wird weiterhin profitiert • Beschichtung schützt vor mechanischer Abnutzung	• Ausbildung eines Eutektikums möglich • Rasche Oxidation mit hoher H₂-Produktionsrate bei Versagen der Beschichtung oder des Hüllrohrs

ATF-Variante	Vorteile	Nachteile
SiC/SiC	• Keine exotherme Reaktion mit Dampf bei Unfällen • Höhere Schmelztemperatur als Zr-Legierung, überragende Beständigkeit gegenüber hohen Temperaturen (bis 1.700 °C) • Hervorragende mechanische Eigenschaften und Kriechfestigkeit bei hohen Temperaturen • Geringerer Neutroneneinfang als Zr-Legierung • Geringe Wasserstoffbildung • Bedeutender Zugewinn an Karenzzeit • Geringes Anschwellen und geringe Aktivierung unter Bestrahlung	• Geringe thermische Leitfähigkeit, die unter Bestrahlung mit Sättigung abnimmt • Lokal unterschiedliches (neutronenflussabhängiges) Schwellen kann zum Verbiegen von Brennstäben führen • Dichtigkeit kann durch Mikrorisse beeinträchtigt werden • Probleme in der Herstellung (z. B. dichter Verschluss nach dem Einfüllen des Brennstoffs) • Geringe chemische Kompatibilität mit dem Kühlmittel bei Betriebstemperatur • Bildung von Kohlenstoffmonoxid
FeCrAl	• Geringere Wärmeentwicklung bei Metall-Dampf-Reaktion als bei Zr-Legierung • Herausragende Beständigkeit gegen Hochtemperatur-Dampfoxidation, dadurch geringere Wasserstoffbildung • Keine Akkumulation von Wasserstoff, daher keine Wasserstoffversprödung • Bestehende Betriebserfahrung aus früheren Einsätzen • Hohe Festigkeit des Werkstoffs ermöglicht geringere Wandstärken und somit größeres Brennstoffvolumen • Geringere Neigung zu Korrosion unter normalen Betriebsbedingungen (sowohl durch Einwirkung des Kühlmittels als auch durch Kontakt mit Strukturgittern) • Gute Kriechfestigkeit, dadurch Widerstandsfähigkeit gegen Ballooning • Verbesserte Beständigkeit gegen Spannungsrisskorrosion, sowohl durch Einwirkung des Kühlmittels als auch von Spaltprodukten (insb. Iod)	• Bedeutende Diffusion von Tritium ins Kühlmittel • Hoher Neutroneneinfang erfordert höhere Anreicherung von U-235 und/oder Verringerung der Wandstärke bei FeCrAl, um übliche Zykluslänge beizubehalten • Wirksamkeit der Steuerstäbe wird durch das durch den Neutroneneinfang aufgehärtete Neutronenspektrum verringert • Mögliche Reaktion von UO₂ mit Eisenoxid könnte für den Ablauf schwerer Unfälle relevant sein

4.2.2 Neue sicherheitsrelevante Fragestellungen

Dotierter Brennstoff

Spaltprodukte können mit dem zur Dotierung eingebrachten Material reagieren, wodurch das Sauerstoffpotential geändert werden kann und die Dotierung anfälliger für chemische Veränderungen wird sowie die Beständigkeit gegenüber Bestrahlung beeinträchtigt werden kann /LIY 24/.

Urannitrid

Schnell ablaufende Reaktionen mit Wasser und Korrosion im Kontakt mit Sauerstoff, Wasser und Dampf sind möglich. Das Design kann durch Beschichtungen verbessert werden, die den Brennstoff gegen Einwirkungen solcher Medien abschirmen /LIY 24/.

In /WAT 21/ werden verschiedene Ansätze zur Stabilisierung von UN gegenüber oxidierenden Medien vorgestellt, die zuvor Gegenstand von Studien waren. Diese beinhalten meist das Hinzufügen verschiedener Additiva. Um den Vorteil der höheren Urandichte des UN gegenüber UO_2 dabei nicht aufzuheben, handelt es sich bei den untersuchten Additiven oftmals ebenfalls um Uranverbindungen, wie beispielsweise UO_2 und U_3Si_2 . Auch Zr als Legierungsbestandteil wurde untersucht. Dabei betrug der Massenverlust von (U,Zr)N bei Temperaturen von 1.600 °C bzw. 1.700 °C nur 50 % bzw. 75 % des Massenverlusts der UN-Vergleichsprobe. Zudem konnten an den (U,Zr)N-Proben nur Spuren freien Urans festgestellt werden, wohingegen bei den UN-Proben durch deren Dissoziation große Mengen freien Urans gebildet wurden. Ein weiterer Ansatz besteht im Zufügen bestimmter Stoffe, die das UN durch Ausbildung einer Passivschicht schützen.

Uransilizid

Bei Kontakt mit Wasser (z. B. dem Kühlmittel) oder Dampf reagiert der Brennstoff exotherm. Solange die Hüllrohre intakt sind, stellt dies kein Problem dar, da die Pellets nicht mit dem Kühlmittel in Kontakt kommen. Durch Korrosion oder mechanische Belastung kann es im Normalbetrieb jedoch zu Undichtigkeiten der Hüllrohre kommen. Bei der Reaktion dehnt sich der Brennstoff aus, wodurch die Hüllrohre zusätzlich belastet werden. Dabei können auch die Grenzwerte für die Dehnung des Hüllrohrwerkstoffs überschritten werden und die Hüllrohre versagen. Folglich ist es Gegenstand der weiteren Entwicklung des U_3Si_2 -Brennstoffs, Wege zu finden, um die Widerstandsfähigkeit gegen

diese Oxidation im Kontakt mit Wasser zu erhöhen. Möglichkeiten dazu sind insbesondere eine Beschichtung der Pelletoberfläche und das Hinzufügen von Additiven oder Dotierungen, die entweder die Struktur selbst stabilisieren oder eine Diffusionsbarriere oder Passivschicht bilden, um die Korrosion abzuschwächen /WAT 21/.

Cr-Beschichtung

Die chemische Stabilität zwischen der Beschichtung und dem Grundwerkstoff muss berücksichtigt werden, da Cr und Zr zur Ausbildung spröder intermetallischer Verbindungen neigen /LIY 24/.

Chrom diffundiert in die Zr-Matrix, Zr entlang der Korngrenzen in der Cr-Schicht. Diffundiertes Zr kann oxidieren und somit dazu beitragen, dass die Beschichtung ihre Schutzwirkung verliert. Durch die Cr-Diffusion wird die Schichtdicke der Beschichtung verringert und eine spröde ZrCr_2 -Schicht gebildet. Am wichtigsten für die Sicherheitseigenschaften ist die eutektische Temperatur der sich bildenden Legierung, die mit $1.330\text{ }^{\circ}\text{C}$ deutlich geringer ist als die Schmelztemperatur von Zirkonium bei $1.855\text{ }^{\circ}\text{C}$. Oberhalb der eutektischen Temperatur geht die Schutzwirkung der Beschichtung verloren und bei Oxidationsversuchen trat eine stärkere Wasserstoffbildung auf als bei unbeschichteten Vergleichsproben /KIM 23a/. Der Verlust der Schutzwirkung der Beschichtung kann somit durch eine heftige Zirkon-Dampf-Reaktion zum thermischen Durchgehen im Sinne einer Verstärkung der Reaktion durch die freiwerdende Reaktionswärme führen, was ein ernsthaftes Problem beschichteter Zr-Legierungen darstellt /STE 24/.

FeCrAl

Der Schmelzpunkt (um $1.400 - 1.500\text{ }^{\circ}\text{C}$) und damit die Temperaturbeständigkeit sind geringer als bei Zr-Legierungen, wohingegen die Neutronenabsorption und die Durchlässigkeit für Tritium höher sind. Tritium entsteht in Reaktoren hauptsächlich beim Neutroneneinfang durch Bor-10 und darüber hinaus auch durch Neutronenaktivierung von Deuterium sowie bei ternären Spaltungen. In Zr-Hüllrohren bildet Tritium Hydride aus und wird zusätzlich durch die sich während des Einsatzes auf der Außenseite der Hüllrohre bildende Oxidschicht zurückgehalten. FeCrAl weist jedoch eine höhere Permeationsrate für Tritium auf als Zr-Legierungen, sodass Grenzwerte für die Tritiumkonzentration im Kühlmittel bei der Verwendung von FeCrAl-Hüllrohren überschritten werden können. Eine bereits bei der Fertigung aufgebrachte Oxidschicht kann die Durchlässigkeit für Tritium reduzieren /LIY 24/, /GAO 23/. Garud und Rebak zeigen in /GAR 23/,

dass eine Oxidschicht auf der Außenseite eines FeCrAl-Hüllrohrs die Tritium-Permeation bei 277 – 377 °C um 2 – 3 Größenordnungen im Vergleich zu unoxidierten FeCrAl-Hüllrohren reduzieren kann.

Aufgrund der höheren Festigkeit von FeCrAl gegenüber Zr-Legierungen ist es möglich, die Wandstärke der FeCrAl-Hüllrohre zu verringern, um die stärkere Neutronenabsorption teilweise zu kompensieren. Somit kann auch der Durchmesser der Brennstoffpellets entsprechend vergrößert werden. Beides reicht für eine vollständige Kompensation der höheren Neutronenabsorption jedoch möglicherweise nicht aus, sodass eine höhere Anreicherung des Brennstoffs erforderlich wird, um die gleiche Brennstoffzykluslänge beibehalten zu können. Diese Änderungen in der Kernausslegung können weitere Auswirkungen etwa auf die Leistungsverteilung innerhalb des Kerns und einzelner Brennstäbe, die Temperaturverteilung innerhalb des Brennstoffs und die Entstehung und Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte haben und weitere Änderungen, wie etwa die Anpassung der Menge einzusetzender abbrennbarer Neutronengifte, erforderlich machen. All dies kann einen Einfluss auf einzuhaltende Sicherheitsmargen haben. Zur Verwendung des höher angereicherten Brennstoffs sind daher Analysen und Vorkehrungen erforderlich, durch die die (Kritikalitäts-)Sicherheit nicht nur während des Reaktorbetriebs, sondern auch bei Herstellung, Transport und Lagerung des Brennstoffs bestätigt und gewährleistet wird /ZIP 20/, /NEA 24a/.

SiC/SiC

In Wasser unter erhöhtem Druck und erhöhter Temperatur oxidiert SiC-basiertes Material, sodass der Hüllrohrwerkstoff geschwächt wird. Außerdem gelangen dadurch Korrosionsprodukte unerwünschterweise ins Kühlmittel. So bildet sich an der Oberfläche der Hüllrohre Siliziumdioxid, das gut in Wasser löslich ist. Mit fortschreitender Korrosion der Hüllrohre kann die Konzentration des Siliziumdioxids im Kühlmittel die Sättigungsgrenze erreichen und sich auf Oberflächen in kühleren Abschnitten des Primärkreises ablagern. Korrosionsbeständige Beschichtungen können SiC/SiC-Hüllrohre vor Korrosion schützen. Dafür kommen z. B. Cr- oder Ti-basierte Beschichtungswerkstoffe oder FeCrAl in Frage /KOY 17/. Alternativ wird das Einbringen eines Metall-Liners aus Niob oder Tantal zwischen zwei SiC/SiC-Schichten vorgeschlagen /ALA 22/, um die Dichtheit der Hüllrohre zu verbessern. Durch dieses Konzept wird jedoch die äußere SiC/SiC-Schicht nicht vor Korrosion durch das Kühlmittel geschützt.

Zugspannung in SiC/SiC Hüllrohren kann zu Mikrorissen führen, die das Risiko des Durchtritts von Spaltprodukten sowie ein Hüllrohrversagen begünstigen /LIY 24/. Außerdem würde bei einer Undichtigkeit der Hüllrohre das zur thermischen Kopplung zwischen Brennstoff und Hüllrohr verwendete Helium austreten, wodurch in der Folge die Wärme nicht mehr adäquat vom Brennstoff auf das Kühlmittel übertragen werden könnte, so dass es zu Brennstoffschäden kommen kann /KOY 17/.

Zum Hochtemperatur-Oxidationsverhalten von SiC/SiC-Hüllrohren existiert nur eine begrenzte Anzahl an Publikationen, die eine besonders hohe Beständigkeit bei Temperaturen von bis zu 1.700 °C über mehrere Stunden zeigen. Die Oxidation des Werkstoffs ist jedoch stark von eventuell vorhandenen Verunreinigungen im Werkstoff oder der Umgebung sowie von weiteren Versuchsbedingungen abhängig, sodass die durch die Versuche erhaltenen Daten schwer vergleichbar sind /STE 24/.

Die thermische Leitfähigkeit keramischer Werkstoffe ist im Vergleich zu Metallen geringer und nimmt unter Bestrahlung und bei steigender Temperatur weiter ab. Da dadurch die Wärme des Brennstoffs bei der Verwendung von SiC/SiC-Hüllrohren schlechter abgeführt werden kann, kann dies zu höheren Brennstofftemperaturen und damit assoziierten Folgen führen. Verschiedene Faktoren beeinflussen die thermische Leitfähigkeit von SiC/SiC-Werkstoffen, sodass hier Optimierungen vorgenommen werden können. Dazu gehört beispielsweise, ein Herstellungsverfahren auszuwählen, durch das ein Endprodukt mit einer hohen Dichte und infolgedessen geringen Porosität erzeugt werden kann, da eine hohe Porosität die thermische Leitfähigkeit verringert. Auch die Beschaffenheit der verwendeten SiC-Fasern hat Einfluss auf die thermische Leitfähigkeit des Komposit-Werkstoffs. Vorteilhaft in Bezug auf die Fasern sind eine hohe Reinheit des Werkstoffs, eine kristalline Struktur und eine große Korngröße. Zudem wirkt sich die Art, wie die SiC-Fasern verflochten und verwoben werden, auf die thermische Leitfähigkeit aus. Die Grenzflächen zwischen den Fasern und der Matrix können einen thermischen Widerstand darstellen, weshalb der Beschichtung der SiC-Fasern weitere Bedeutung zukommt /GUO 23/.

4.3 Diskussion von Einzelfragen

Unfalltolerante Brennstoffe werden entwickelt, um bei Stör- und Unfällen deutliche Sicherheitsvorteile gegenüber der heute üblicherweise verwendeten Kombination aus UO₂-Brennstoff und Zr-Hüllrohren zu erreichen. In den folgenden Abschnitten wird

betrachtet, inwiefern solche Vorteile, nämlich eine Verlängerung der Karenzzeit, eine Reduzierung der Wasserstofferzeugung und eine geringere Freisetzung, bisherigen Erkenntnissen zufolge erreicht werden können. Zudem werden sowohl mögliche Verbesserungen durch ATF im Störfall und der Einfluss der ATF-Konzepte auf den Normalbetrieb der Reaktoren beleuchtet. Es wird diskutiert, inwiefern man ein ATF-Konzept mit dem größten Potenzial zur Verbesserung der Störfallbeherrschung hervorheben kann und abschließend dargelegt, wie bisherige Studien eine Verbesserung der Unfallbeherrschung durch ATF mittels Simulationscodes belegen.

4.3.1 Bestätigung der Verbesserung sicherheitstechnischer Merkmale durch bisherige Erkenntnisse

4.3.1.1 Verlängerung der Karenzzeit

Als Karenzzeit wird die Zeitspanne zwischen dem Beginn eines Unfallereignisses und dem Auftreten von Kernschäden bezeichnet. Dies ist der zur Verfügung stehende Zeitraum, innerhalb dessen Maßnahmen eingeleitet werden können, um Kernschäden abzuwenden, abzumildern oder zu verzögern. Eine Verlängerung der Karenzzeit kann den Handlungsspielraum vergrößern, wenn dadurch beispielsweise der Einsatz von Mitteln oder Maßnahmen ermöglicht wird, die eine längere Vorlaufzeit benötigen. Dazu gehört etwa eine mobile Notfallausstattung, die vor ihrem Einsatz erst in Position gebracht werden muss. Erreicht wird eine Verlängerung der Karenzzeit beim Einsatz von ATF insbesondere dadurch, dass Reaktionen, die zur Zerstörung des Brennstoffs führen, langsamer ablaufen als bei der Verwendung von nicht-ATF-Brennstoff. Ein Beispiel dafür ist eine höhere Beständigkeit gegenüber Dampfoxidation, durch die über einen langsameren Anstieg der Brennstofftemperatur eine Verzögerung des Eintretens von Kernschäden erreicht werden kann.

Die Simulationsstudien, von denen in /EPR 19a/ berichtet wird (vgl. Abschnitt 0), zeigen, dass durch die Verwendung von ATF die Karenzzeit um 1 – 3 Stunden verlängert werden kann. Dabei hat eine Beschichtung von Zr-Hüllrohren allein offenbar nur einen geringen Anteil an dieser Verbesserung /NRC 21d/. Simulationen, in denen Zircaloy durch FeCrAl ersetzt wurde, ergaben, dass sich die Karenzzeit zwischen wenigen Minuten und mehr als einer Stunde verlängert. Aus Experimenten wird geschlussfolgert, dass durch die Verwendung von SiC/SiC- anstelle von Zircaloy-Hüllrohren eine kühlbare Kerngeometrie nach Kühlmittelverluststörfällen in Dampfatmosfera bei 1.600 °C für bis zu drei

Tage länger und bei 1.700 – 1.800 °C für einige Stunden länger aufrechterhalten werden kann /NEA 18/.

4.3.1.2 Reduzierung der Wasserstoffherzeugung

Wasserstoff wird in Unfallszenarien insbesondere durch die Reaktion von Wasserdampf mit dem Zirkon der Hüllrohre gebildet und birgt das Risiko von Wasserstoffexplosionen, die das Versagen des Containments und damit eine Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung der Anlage zur Folge haben können. Bei der Verwendung von ATF soll die Wasserstoffherzeugung dadurch vermindert oder unterbunden werden, dass Hüllrohrwerkstoffe eingesetzt werden, die kein Zirkon enthalten oder bei denen die Zirkon-Dampf-Reaktion dadurch verhindert wird, dass eine Beschichtung beide Reaktionspartner voneinander trennt.

Chrombeschichtete Hüllrohre und FeCrAl

In /NRC 21d/ zusammengefasste Simulationsstudien haben ergeben, dass durch die Beschichtung von Zr-Hüllrohren mit Chrom eine bedeutende Reduzierung der bis zum Auftreten von Kernschäden gebildeten Menge an Wasserstoff erzielt werden kann (vgl. 0). Dabei wurden sowohl Szenarien mit Station Blackout als auch mit Kühlmittelverluststörfällen in Anlagen mit Druck- (DWR) sowie Siedewasserreaktoren (SWR) simuliert. Dieser Vorteil bleibt jedoch nur bestehen, solange die Hüllrohre nicht bersten. Im Falle ihres Versagens kommt es auch bei beschichteten Hüllrohren zur Bildung großer Mengen Wasserstoff aus der Zirkon-Dampf-Reaktion, da dann das Kühlmittel mit den im Allgemeinen unbeschichteten Innenflächen der Hüllrohre in Kontakt kommt. Durch die Verwendung von FeCrAl anstelle von Zr-Legierungen konnte die Bildung von Wasserstoff (in Simulationen) in jedem der untersuchten Fälle stark reduziert werden.

SiC/SiC-Hüllrohre

Es wird erwartet, dass die Verwendung von SiC/SiC-Hüllrohren die Bildung von Wasserstoff bei Kühlmittelverluststörfällen gegenüber der Verwendung von Hüllrohren aus Zr-Legierungen verringern kann. Diese Annahme wird durch Ergebnisse verschiedener Experimente gestützt, die eine um drei Größenordnungen geringere Oxidationsrate von SiC-Hüllrohren bei einer Dampftemperatur von 1.140 °C bzw. eine 40-fach geringere erzeugte Wasserstoffmenge bei 1.600 – 1.800 °C im Vergleich zu Zr-Legierungen zeigten /LIY 24/. Auch Feinroth beschreibt in /FEI 13/ eine Reduzierung der freigesetzten

Wasserstoffmenge um mindestens einen Faktor von 600 bei SiC-Hüllrohrproben im Vergleich zu Zircaloy-2. Allerdings muss bei der Verwendung von SiC/SiC-Hüllrohren die mögliche Bildung von Methan und Kohlenstoffmonoxid beachtet werden /NEA 22/.

Urannitrid

Jolkkonen et al. untersuchten das Verhalten von UN-Pellets unterschiedlicher Porosität in Kontakt mit überhitztem Dampf, um die Widerstandsfähigkeit von UN-Brennstoff gegen Hydrolyse zu beurteilen. Die Versuche wurden bei einem Dampfdruck von 0,50 bar und einer Temperatur von 500 °C durchgeführt. Dabei reagierte Urannitrid mit dem Wasser des Dampfes zu Urandioxid, Ammoniak und Wasserstoff oder zu Urandioxid, Diurannitrit und Wasserstoff /JOL 17/. Daraus lässt sich schlussfolgern, dass auch im Falle eines Unfalls Wasserstoff gebildet werden kann, wenn Dampf mit dem Brennstoff in Kontakt kommt. Quantitative Aussagen zur Menge des gebildeten Wasserstoffs werden nicht gemacht. Stöchiometrisch betrachtet werden doppelt so viel Urandioxid- und Ammoniak- wie Wasserstoffmoleküle gebildet.

Uransilizid

Ähnlich wie UN zeigt auch U_3Si_2 -Brennstoff eine geringe Beständigkeit gegenüber dem Kontakt mit Wasser und Dampf bei erhöhten Temperaturen und neigt zur Pulverisierung und zu Auswaschungen, wenn er solchen Bedingungen ausgesetzt wird. Analysen von Sooby Wood et al. aus /WOO 20/ ergaben, dass U_3Si_2 mit Wasserdampf bevorzugt zu UO_2 , USi und Wasserstoffgas reagieren wird. Ebenfalls möglich ist demzufolge eine Reaktion in zwei Schritten, wobei U_3Si_2 zunächst mit dem Wasserdampf zu Si und Wasserstoffgas und das Silizium im zweiten Schritt mit dem Wasserdampf weiter zu SiO_2 und Wasserstoffgas reagiert. Dies legt nahe, dass es auch bei der Verwendung von Uransilizidbrennstoff zur Wasserstoffbildung kommen kann, wenn bei einem Unfall die Pellets mit Wasserdampf in Kontakt kommen.

4.3.1.3 Geringere Freisetzung

Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe aus einem Kernkraftwerk bei einem radiologischen Notfall birgt Gefahren für die Umwelt und Menschen in der Umgebung der Anlage. Deshalb beinhalten die Anlagenkonzepte mehrere aufeinanderfolgende Barrieren, die eine Freisetzung in die Umgebung verhindern sollen. Die letzte Barriere bildet das Containment, dessen Integrität, wie oben beschrieben, durch die verringerte Wasserstoffbildung

geschützt wird, aber auch durch brennstoffunabhängige Maßnahmen, wie bspw. die Druckentlastung des Primärkreises bei Unfällen. Eine Freisetzung von Radioaktivität in die Containmentatmosphäre wird durch die Umschließung des Primärkreises gewährleistet. Auf dieser Ebene kann ATF über die Verzögerung, Begrenzung oder Vermeidung von Kernschäden dazu beitragen, ein Versagen dieser Barriere, beispielsweise in Form des Durchschmelzens des Reaktordruckbehälters, zu verhindern. Die erste Barriere gegen die Freisetzung bilden die Hüllrohre der Brennstäbe, sodass sich der Einsatz von ATF hier unmittelbar auswirkt und auch die Beschaffenheit des Brennstoffs selbst hat Einfluss auf die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte in den Innenraum der Hüllrohre.

Dotierte Brennstoffe

Die Mechanismen der Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte unterscheiden sich in Abhängigkeit vom Betriebszustand des Reaktors. Im Normalbetrieb erfolgt die Freisetzung primär durch Diffusion, wohingegen Spaltgase bei Transienten eher von den Korngrenzen freigesetzt werden. Der Diffusionskoeffizient für gasförmige Spaltprodukte wird durch die Dotierung erhöht. Da dotierte Brennstoffe im Vergleich zum undotierten UO_2 größere Korngrößen aufweisen, verlängert sich jedoch die Diffusionsstrecke, sodass es möglich ist, dass beide Faktoren sich gegenseitig aufheben. Ab einem Abbrand von 55 GWd/t wird jedoch die Rückhaltekapazität auch der größeren Körner erschöpft, so dass bei höherem Abbrand gebildete Spaltprodukte sich in Blasen innerhalb der Körner oder an den Korngrenzen sammeln oder freigesetzt werden. Weitere Studien, die höheren Abbrand berücksichtigen, werden benötigt /NRC 21d/.

Zumindest im normalen Betrieb und bei zu erwartenden Betriebsstörungen sollen Dotierungen des UO_2 -Brennstoffs mit Cr_2O_3 oder $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-Cr}_2\text{O}_3$ die intragranulare Rückhaltung von gasförmigen Spaltprodukten insgesamt verbessern. Allerdings legen Ergebnisse mancher Versuchsreihen nahe, dass der Effekt der Dotierung auf das Brennstoffverhalten hinsichtlich der Freisetzung nicht signifikant sein könnte. Dabei gibt es jedoch Unsicherheiten bezüglich der Frage, ob Unterschiede in der beobachteten Freisetzung tatsächlich durch das Vorhandensein der Dotierstoffe oder durch leichte Unterschiede in den Versuchsbedingungen (Brennstabtemperatur, Haltedauer bei der angestrebten Leistung) begründet sind /NRC 21d/.

Es wird vermutet, dass die Dotierung bei Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Stör- und Unfällen einen positiven Effekt auf die Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte aus den intergranularen Bereichen haben kann, da wegen der größeren

Korngröße weniger Korngrenzen pro Volumeneinheit des Brennstoffs vorhanden sind. Allerdings fehlt es bislang an Daten, die dies belegen können /NRC 21d/.

Nitridbrennstoff

Die Freisetzung von gasförmigen Spaltprodukten und anderen radioaktiven Isotopen aus dem Brennstoff im Normalbetrieb ist bei Nitridbrennstoffen bedeutend geringer als bei UO_2 . Voraussetzung dafür ist jedoch, dass mit N-15 angereicherter Stickstoff verwendet wird. Bei der Verwendung des natürlich vorkommenden Stickstoffisotopengemischs mit einem hohen Anteil an N-14 führen Kernreaktionen des Isotops N-14 zu einer gegenüber UO_2 erhöhten Bildung und Freisetzung von Helium und Wasserstoff /NEA 18/.

Uransilizid

Die höhere thermische Leitfähigkeit und damit verbundene geringere Brennstofftemperatur führen zu einer gegenüber UO_2 -Brennstoff verringerten Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte in das Gasplenum der Hüllrohre im Normalbetrieb /IAE 23/. Zudem verringert die höhere thermische Leitfähigkeit Temperaturgradienten innerhalb des Brennstoffs und damit das Risiko von Brüchen der Pellets mit Verlagerung von Brennstoff /GAM 16/.

Cr-beschichtete Hüllrohre

Hüllrohre dienen als erste Barriere gegen die Freisetzung von Radioaktivität in Form von Brennstoffbestandteilen oder aus dem Brennstoff freigesetzten radioaktiven Spaltprodukten. Verschiedene Mechanismen können ihre Barrierefunktion beeinträchtigen. Dazu gehören Reibkorrosion im Kontakt mit Strukturbauteilen der Brennelemente oder mit eingetragenen Fremdkörpern, mechanische Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen, Kriechen des Werkstoffs unter hohen Temperaturen mit einem Aufblähen des Hüllrohrs (Ballooning) bis zum Bersten, Hochtemperaturoxidation, hohe thermische Spannungen, die beim Quenching im Verlauf eines Störfalls auftreten können und das Schmelzen des Hüllrohrs. Begünstigt werden diese durch die Bildung von Oxidschichten auf der Hüllrohroberfläche, die, in Abhängigkeit von der Schichtdicke, die Wärmeübertragung auf das Kühlmittel verschlechtern und so zu höheren Hüllrohrtemperaturen führen können, sowie durch die Aufnahme von Wasserstoff in den Werkstoff und die Ausbildung von Hydriden, die eine Versprödung zur Folge haben. Die Beschichtung des Hüllrohrs mit Chrom kann diese Effekte abschwächen und so das Risiko einer Freisetzung von Radioaktivität

reduzieren. Sie ist härter als die unbeschichtete Zr-Legierung und verbessert so die Beständigkeit gegen Reibkorrosion. Oxidation und die Aufnahme von Wasserstoff in den Grundwerkstoff des Hüllrohrs im Normalbetrieb werden verringert und die Beständigkeit gegenüber hohen Temperaturen und Hochtemperaturoxidation werden erhöht /ARK 24/. Bersttests mit Cr-beschichteten Hüllrohren aus Framatomes M5™ bzw. Zircaloy-4, die durch physikalische Gasphasenabscheidung, 3D-Laser-Verfahren bzw. Kaltgasspritzen beschichtet wurden, zeigten, dass durch die Beschichtung eine deutliche Reduzierung der Umfangszunahme bei steigender Temperatur und der Größe der Berstöffnung erzielt werden kann. Die Bersttemperatur lag bei den beschichteten Hüllrohren höher und das Bersten erfolgte zu späteren Zeitpunkten im Vergleich zu unbeschichteten Hüllrohren /MAZ 21/. Somit trägt die Cr-Beschichtung dazu bei, die Freisetzung von Brennstoffbestandteilen und Spaltprodukten in das Primärkühlmittel zu verringern.

FeCrAl-Hüllrohre

FeCrAl-Hüllrohre unterscheiden sich in einigen Eigenschaften von Zr-Legierungen, die auch einen Einfluss auf die Freisetzung von Radioaktivität haben können. Ihre thermische Ausdehnung ist höher als die der Zr-Hüllrohre, wodurch sich das Schließen der Lücke zwischen Hüllrohr und Pellet verzögert. Einerseits werden dadurch mechanische Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen abgeschwächt, andererseits verschlechtert die größere Lücke die Wärmeübertragung vom Brennstoff auf das Kühlmittel, was höhere Brennstofftemperaturen und damit eine höhere Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Brennstoff in das Hüllrohr zur Folge haben kann. Aufgrund der gegenüber Zircaloy höheren Widerstandsfähigkeit gegen Oxidation wird das Ballooning und Bersten von FeCrAl-Hüllrohren minimiert. Kommt es dennoch zum Bersten von FeCrAl-Hüllrohren, ist die Berstöffnung bedeutend größer als bei Zr-basierten Hüllrohren, sodass Brennstoffbestandteile in diesem Fall leichter in das Kühlmittel gelangen könnten. Der höhere Elastizitätsmodul von FeCrAl gegenüber Zr-Legierungen verbessert die Eigenschaften bezüglich Reibkorrosion und trägt so dazu bei, das Risiko eines Hüllrohrversagens auf diesem Wege zu verringern /PNN 20/.

SiC/SiC-Hüllrohre

Im Falle der Hüllrohre aus SiC/SiC-Verbundwerkstoffen resultiert eine Beeinträchtigung ihrer Funktion als Barriere gegen die Freisetzung von Spaltprodukten aus ihrer Neigung zur Ausbildung von Mikrorissen während des Betriebs. Siliziumdioxid, das sich auf der

Innenseite der Hüllrohre bildet, kann als Absorber für Spaltprodukte wie Cäsium, Rubidium, Strontium und Barium fungieren, wird mit Iod aber kaum reagieren /NRC 21d/.

Im Hinblick auf Stör- und Unfälle jedoch können sich die Werkstoffeigenschaften günstig auswirken. Seine hohe Kriechfestigkeit sowie die sehr gute Beständigkeit bei hohen Temperaturen und gegen Dampfoxidation reduzieren die Wahrscheinlichkeit des Hüllrohrversagens durch Bruch und können somit die Verteilung von Brennstofffragmenten im Kühlmittel verhindern /NEA 22/.

4.3.2 Auswirkungen des Einsatzes von ATF im Störfall

Dotierter Brennstoff

Aufgrund der größeren Korngrößen erhofft man sich von dotierten Brennstoffen eine bessere intragranulare Rückhaltung von gasförmigen Spaltprodukten, die zur Reduzierung des Hüllrohrinnendrucks und damit zur Vermeidung eines Hüllrohrversagens durch Aufblähen und Bersten beitragen kann. Zudem kann dadurch, dass ein größerer Teil der Spaltgase innerhalb der Körner verbleibt und damit weniger im Bereich von Korngrenzen vorliegt, die Fragmentierung der Brennstoffpellets verringert werden, sodass bei einem Hüllrohrversagen weniger Brennstoffpartikel im Kühlmittel verteilt werden. Diese Annahmen wurden laut /NEA 18/ jedoch bislang nicht experimentell belegt.

Urannitrid

Durch die hohe thermische Leitfähigkeit von $20 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ gegenüber $4 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ bei UO_2 ist die Brennstofftemperatur von UN im Normalbetrieb vergleichsweise gering, was im Störfall zu einer geringeren PCT beiträgt. Da die Schmelztemperatur von UN mit 2.762°C nur wenig geringer ist als die Schmelztemperatur von UO_2 bei 2.840°C /SAJ 17/, wird durch die geringere Brennstofftemperatur im Normalbetrieb die Sicherheitsmarge zum Eintritt der Brennstoffschmelze deutlich vergrößert. Durch die geringere Brennstofftemperatur wird zudem die Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte während des Normalbetriebs und damit die Neigung zum Aufblähen und Bersten der Hüllrohre bei Kühlmittelverluststörfällen reduziert /IAE 23/. Die Abhängigkeit der Spaltgasfreisetzung von der Brennstofftemperatur (und dem Abbrand) wurde in verschiedenen Bestrahlungsversuchen gezeigt. Guo et al. liefern in /GUO 22/ einen Überblick über die Ergebnisse diverser Experimente mit verschiedenen Brennstofftypen und Wallenius entwickelte basierend auf experimentell gewonnenen Daten ein Modell zur Vorhersage

der Spaltgasfreisetzung aus UN-Brennstoff in Abhängigkeit von Abbrand und Temperatur /WAL 22/.

Uransilizid (U_3Si_2)

Obwohl U_3Si_2 mit $1.665\text{ }^\circ\text{C}$ eine geringere Schmelztemperatur aufweist als UO_2 mit $2.878\text{ }^\circ\text{C}$, bietet es den Vorteil einer größeren Sicherheitsmarge gegenüber dem Beginn des Brennstoffschmelzens im Zentrum der Pellets. Der Grund dafür ist die bedeutend höhere thermische Leitfähigkeit von $15\text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$, die mit steigender Temperatur noch weiter zunimmt. Dies führt dazu, dass U_3Si_2 -Pellets vergleichbarer Größe erst bei einer linearen Wärme erzeugungsrate von $2.300\text{ W}/\text{cm}$ zu schmelzen beginnen, wohingegen die Schmelze im Zentrum von UO_2 -Pellets mit einem Durchmesser von $0,82\text{ cm}$ bereits bei rund $750\text{ W}/\text{cm}$ beginnt. Erwartet werden für U_3Si_2 im Vergleich zu UO_2 zudem schwächere Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen bei Leistungsanstiegen, allerdings auch eine stärker exotherme Oxidation des Brennstoffs nach einem Hüllrohrversagen. Beides bedarf jedoch noch des experimentellen Nachweises /NEA 18/.

Chrombeschichtete Hüllrohre

Verschiedene Simulationsstudien zu Auslegungsstörfällen (Station Blackout, Kühlmittelverluststörfall), von denen in /NRC 21d/ berichtet wird, zeigen, dass eine Chrombeschichtung auf Zr-Hüllrohren einen gewissen Vorteil hinsichtlich des Einsetzens von Kernschäden und der Oxidation der Hüllrohre bietet (vgl. 0). Während die Karenzzeit durch die Chrombeschichtung eher geringfügig verlängert werden kann, zeigen die Studien deutliche Vorteile bezüglich der Bildung von Wasserstoff. Kommt es im Verlauf eines Kühlmittelverluststörfalles jedoch zu einem Bersten der üblicherweise nur auf der Außenseite beschichteten Zr-Hüllrohre, was bereits bei Temperaturen um $700\text{ }^\circ\text{C}$ passieren kann, dann kann das Kühlmittel mit dem Zr auf der Innenseite der Hüllrohre reagieren, sodass dann größere Mengen an Wasserstoff gebildet werden /NRC 21d/.

FeCrAl-Hüllrohre

Durch die hohe Widerstandsfähigkeit von FeCrAl gegen Dampfoxidation können in Stör- und Unfallsituationen die Wärmeentwicklung und Wasserstoffbildung reduziert, die Karenzzeit verlängert, eine kühlbare Kerengeometrie besser bewahrt und die Rückhaltung von Spaltprodukten verbessert werden. Die maximal zulässige Hüllrohrtemperatur, die der Werkstoff ertragen kann, liegt bei FeCrAl höher als bei Zr-Hüllrohren /NRC 21/. Somit

steht mehr Zeit zur Verfügung, um beispielsweise die Sicherheitseinspeisung in Gang zu setzen. Auch wenn dies normalerweise ein automatisch eingeleiteter Vorgang ist, kann ein komplexeres Störfallszenario es erfordern, dass das Betriebspersonal sich zunächst einen Überblick über den Anlagenzustand verschafft, um gezielte Schritte zu dessen Bewältigung einleiten zu können. Verhindert zum Beispiel ein Station Blackout die Inbetriebnahme von Sicherheitssystemen, ist zusätzliche Zeit erforderlich, um deren Stromversorgung wiederherzustellen. Falls mobile Notfallausstattung benötigt wird, braucht es Zeit, um diese anzuschließen und – falls sie extern gelagert wird – erst zum Anlagenstandort zu überführen. Die Notwendigkeit solcher Sicherheitssysteme bleibt jedoch grundsätzlich bestehen /NEA 18/.

SiC/SiC-Hüllrohre

Vorteile der SiC/SiC-Hüllrohre in Bezug auf ihr Verhalten bei Unfällen sind die hohe Temperaturbeständigkeit, Widerstandsfähigkeit gegen Oxidation sowie Kriechfestigkeit. Diese tragen dazu bei, dass SiC/SiC-Hüllrohre auch unter den Bedingungen eines Kühlmittelverluststörfalls intakt bleiben und Freisetzungen verhindern können. So tritt bei SiC/SiC-Hüllrohren auch kein Ballooning auf /NEA 22/.

4.3.3 Einfluss von ATF auf den störungsfreien Betrieb

Hochdichte Brennstoffe (Uransilizid, Urannitrid)

Die Entwicklung von Brennstoffen mit höherer Dichte, zu denen Uransilizid und Urannitrid gehören, erfolgt unter anderem zu dem Zweck, Nachteile neuer Hüllrohrkonzepte bezüglich der Neutronenökonomie zu kompensieren. Beschichtete Hüllrohre aus Zirkoniumlegierungen oder Hüllrohre aus anderen Werkstoffen können im Vergleich zu unbeschichteten Zirkoniumhüllrohren größere Einfangquerschnitte für thermische Neutronen aufweisen und sich somit nachteilig auf den Betrieb auswirken. Mit den Verbindungen U_3Si_2 bzw. UN wird gegenüber UO_2 eine höhere Urandichte erzielt, sodass auch ohne eine erhöhte Anreicherung mehr U-235 in der Brennstoffverbindung vorhanden ist. Insbesondere die Verwendung von UN könnte eine Verlängerung der Betriebszyklen auf 24 Monate ermöglichen, ohne die Anreicherung von U-235 über 5 % zu steigern. Dabei ist es jedoch erforderlich, den Stickstoff auf 90 Gew.% N-15 anzureichern, da natürlicher Stickstoff mit einem hohen Anteil an N-14 mehr Neutronen abfangen würde. Damit müssten 35 – 50 % mehr natürliches Uran eingesetzt werden, um eine zum Standard UO_2 -Brennstoff vergleichbare Energiemenge zu erhalten. Zudem werden durch Kern-

reaktionen während des Betriebs das langlebige radioaktive C-14 sowie Helium aus N-14 gebildet /NRC 21d/. Wegen der stärkeren Neigung zum Anschwellen während ihrer Verwendung sind insbesondere bei UN-Pellets mechanische Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen zu berücksichtigen, die zu Verformungen oder zum Versagen des Hüllrohrs führen können. Daher kann es notwendig sein, die Porosität der Pellets und den Abstand zwischen Pellet und Hüllrohr zu erhöhen, um die Volumenzunahme aufnehmen zu können. Möglicherweise hebt sich durch diese Notwendigkeit der Vorteil der höheren Brennstoffdichte und damit längerer Brennstoffzyklen auf. Mit der höheren Wärmeleitfähigkeit von UN und U_3Si_2 könnte die geringere Wärmeleitfähigkeit alternativer Hüllrohrwerkstoffe, wie beispielsweise SiC/SiC, kompensiert werden /NEA 18/. Durch die höhere Brennstoffdichte wird das Neutronenspektrum im Reaktorkern etwas härter als bei Verwendung von UO_2 -Brennstoff. Aus kernphysikalischer Sicht führt dies zu einem etwas weniger negativen Doppler-Koeffizienten und einem etwas stärker negativen Moderator-Koeffizienten. Weitere neutronenphysikalische Untersuchungen sind nötig, um mögliche Auswirkungen dieser Effekte – auch in ihrer Kombination – abzuschätzen. Zudem kann das veränderte Neutronenspektrum auch Auswirkungen auf das Verhalten weiterer Bestandteile der Brennelemente und Kerneinbauten haben /NEA 22/.

Chrombeschichtete Hüllrohre

Die Chrombeschichtung weist einen höheren Einfangquerschnitt für thermische Neutronen auf als die Zr-Legierung. Die Beeinflussung des betrieblichen Verhaltens ist maßgeblich von der Stärke der Beschichtung abhängig. Bis zu einer Stärke von 20 μm ist der Einfluss auf die Neutronenökonomie und damit die Länge des Betriebszyklus und die Kosten so gering, dass die Effekte durch geringfügige Designänderungen kompensiert werden können /NRC 21d/.

Weitere Vorteile chrombeschichteter Hüllrohre im Vergleich zu unbeschichteten Zr-Hüllrohren im Normalbetrieb sind eine geringere Korrosionsrate, eine reduzierte Aufnahme von Wasserstoff, ein verbesserter Widerstand gegen mechanischen Verschleiß und eine höhere Kriechfestigkeit /NEA 22/. Zudem zeigen Cr-beschichtete Hüllrohre im Vergleich zu unbeschichteten Zr-Hüllrohren im Verlauf ihres Einsatzes dünnere Oxidschichten und weniger Ablagerungen auf ihren Außenflächen. Dadurch wird die Wärmeübertragung auf das Kühlmittel weniger beeinträchtigt und das Phänomen der Crud-induced power shifts, einer lokalen Leistungsverringerung durch Bor-Anlagerungen, kann reduziert werden.

FeCrAl-Hüllrohre

Auch FeCrAl weist einen höheren Einfangquerschnitt für thermische Neutronen auf und beeinträchtigt somit die betriebliche Ökonomie. Dieser Effekt kann dadurch abgeschwächt werden, dass die Wandstärke der FeCrAl-Hüllrohre (etwa 0,3 – 0,4 mm) gegenüber der Wandstärke von Zr-Hüllrohren (etwa 0,5 – 0,75 mm) verringert und dadurch zusätzlich der Durchmesser der Brennstoffpellets entsprechend vergrößert werden kann /NRC 21d/, /NEA 22/. Alternativ können zur Kompensation höher angereicherter Brennstoff oder Pellets mit höherer Brennstoffdichte eingesetzt werden /NEA 22/. Die in /YOU 16/ beschriebenen Berechnungen mit dem Monte Carlo Code Serpent haben gezeigt, dass bei gleichbleibendem Innendurchmesser des Hüllrohrs eine Reduzierung der Wandstärke auf 130 µm erforderlich wäre, um bei einem DWR eine vergleichbare Performance zu erhalten. Bei gleichbleibendem Außendurchmesser wäre eine Reduzierung der Wandstärke auf 270 µm ausreichend, wenn dabei die Menge des Brennstoffs um 14 – 18 % erhöht wird. Ausgehend von diesen Werten müsste jede Erhöhung der Wandstärke um 100 µm mit einer Erhöhung der Anreicherung von U-235 um 0,3 % einhergehen, um die gleiche Performance der Anordnung beizubehalten. In den Simulationen des AP4 wurde die Hüllrohrwandstärke im Fall der FeCrAl-Hüllrohre auf 370 µm reduziert und die Brennstoffmenge um etwa 13 % erhöht. Bezieht man die Ergebnisse aus /YOU 16/ auf diese in den Simulationen des AP4 zugrunde gelegten Parameter, würde dies bedeuten, dass zusätzlich eine Erhöhung der Anreicherung um 0,3 % nötig wäre, um die gleiche Performance des Systems, insbesondere hinsichtlich der erreichbaren Zykluslänge, zu ermöglichen.

SiC/SiC-Hüllrohre

Ein Vorteil der SiC/SiC-Hüllrohre besteht darin, dass sie einen geringeren Einfangquerschnitt für thermische Neutronen haben als Zr-Hüllrohre und somit keine höhere Anreicherung des Brennstoffs erfordern, um ein dem Betrieb unter Verwendung von Zr-Hüllrohren entsprechendes Kernverhalten zu erreichen und Brennelementzyklen von 18 Monaten sowie einen Abbrand von bis zu 80 GWd/t realisieren zu können /NRC 21d/. Zudem weisen sie nur eine geringe Anfälligkeit für Schäden durch die Bestrahlung und ein geringes Längenwachstum auf und behalten ihre mechanische Stabilität. Damit sind sie für den Einsatz mit hochdichtem oder höher angereichertem Brennstoff geeignet, um einen höheren Abbrand zu erreichen. Die größere Härte des Werkstoffs gegenüber Zr-Legierungen führt zu einer geringeren Abnutzung der Hüllrohre durch Fretting während des Betriebs. Die zugleich geringere Duktilität könnte jedoch ein nachteiliges Verhalten

bezüglich mechanischer PCI bewirken. Eventuell sind SiC/SiC-Hüllrohre schlechter als Zr-Hüllrohre in der Lage, die dabei durch die Brennstoffpellets eingebrachten Kräfte aufzunehmen. Hierzu sind weitere Berechnungen und mechanische Tests durchzuführen /NEA 22/. Außerdem ist die thermische Leitfähigkeit der SiC/SiC-Hüllrohre unter den Betriebsbedingungen von Leichtwasserreaktoren vergleichsweise schlecht. Unter dem Einfluss der Bestrahlung wird sie zudem weiter verringert /NEA 18/. Dies kann zu höheren Brennstofftemperaturen und infolgedessen zu einer höheren Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Brennstoff führen sowie zum Anschwellen der Pellets, was wiederum die Wechselwirkungen zwischen Pellet und Hüllrohr verstärkt. Im Hüllrohr selbst führt eine geringere Wärmeleitfähigkeit zu einem größeren Temperaturgradienten über die Hüllrohrwand, wodurch größere Spannungen im Hüllrohr verursacht werden, die eine Rissbildung begünstigen können /KOY 21/. Da monolithisches SiC eine höhere thermische Leitfähigkeit aufweist als der SiC/SiC-Verbundwerkstoff, ist sie stark vom Aufbau des jeweiligen Hüllrohrs abhängig und kann über dessen Aufbau und die Faserstruktur und -Architektur beeinflusst werden. Mit der Verwendung von Brennstoffpellets mit höherer thermischer Leitfähigkeit und veränderter Geometrie (z. B. ringförmiger Querschnitt) können negative Effekte der geringeren thermischen Leitfähigkeit des Hüllrohrs abgemildert werden /NEA 18/.

4.3.4 ATF-Konzept mit größtem Potenzial zur Verbesserung der Unfall-/Störfallbeherrschung

Im Verlaufe der Forschung an ATF haben sich im Bereich der Hüllrohrkonzepte die chrombeschichteten Zirkoniumlegierungen, die FeCrAl-Legierungen und die SiC/SiC-Kompositwerkstoffe als besonders vielversprechend herausgestellt /STE 24/, weshalb diese auch in dieser Arbeit betrachtet werden. Alternative Beschichtungen für Zr-Hüllrohre, wie beispielsweise die nichtmetallischen Beschichtungen mit Kohlenstoff und Siliziumoxid, FeCrAl-Beschichtungen, keramische Beschichtungen aus Aluminiumoxid, MAX-Phasen, Karbiden und Nitriden sowie mehrschichtige Beschichtungskonzepte wurden ebenfalls in Erwägung gezogen und untersucht, blieben der Chrombeschichtung jedoch insgesamt unterlegen /REB 23/.

Welches der drei oben genannten Hüllrohrkonzepte das größte Potenzial zur Verbesserung der Unfallbeherrschung bietet, hängt von der Betrachtungsweise ab. Bezüglich der Temperatur, die durch den Werkstoff maximal ertragen werden kann, bieten SiC/SiC-Kompositwerkstoffe mit 1.700 °C den größten Vorteil. Für FeCrAl wurden mit 1.400 °C und für Cr-beschichtetes Zircaloy mit 1.200 – 1.300 °C jeweils geringere Temperaturen

ermittelt, denen die Werkstoffe noch standhalten können /STE 24/. Allerdings können SiC/SiC-Hüllrohre bereits unter Normalbedingungen durch das Kühlmittel angegriffen werden. Es wird davon ausgegangen, dass dieser Effekt aufgrund der Unterschiede in der Kühlmittelchemie bei Siedewasserreaktoren noch stärker ausgeprägt ist als bei Druckwasserreaktoren /REB 23/. Zudem können SiC/SiC-Hüllrohre aufgrund ihrer Neigung zu Mikrorissen des vergleichsweise spröden Materials undicht werden und befinden sich noch in einem früheren Stadium der Entwicklung als die anderen Konzepte, sodass sie bis auf Weiteres nicht kommerziell verfügbar sind. Somit ist der Vorteil der ausgezeichneten Beständigkeit gegen Hochtemperatur-Dampfoxidation derzeit noch nicht nutzbar und wird auch nur unter der Bedingung nutzbar werden, dass die bestehenden Probleme in Bezug auf SiC/SiC-Hüllrohre gelöst werden. Demgegenüber befinden sich Cr-beschichtete Zr-Hüllrohre bereits in kommerziellen Reaktoren im Testeinsatz. Hier ist davon auszugehen, dass sie kurzfristig kommerziell verfügbar sein werden, sodass von den verbesserten Eigenschaften auch tatsächlich profitiert werden kann. Die beabsichtigten Verbesserungen von Sicherheitseigenschaften zeigen Cr-beschichtete Hüllrohre jedoch insbesondere unter den in Druckwasserreaktoren herrschenden Umgebungsbedingungen. Für den Einsatz in Siedewasserreaktoren sind diese Vorteile nicht unbedingt übertragbar, da dort, insbesondere hinsichtlich der Kühlmittelchemie, andere Bedingungen vorherrschen /REB 23/.

Für den Einsatz in Siedewasserreaktoren, aber auch in Druckwasserreaktoren, stellen FeCrAl-Hüllrohre eine vielversprechende Alternative zu Zr-Hüllrohren dar, da sie ebenfalls deutliche Vorteile – insbesondere im Hinblick auf das Oxidationsverhalten und die Wasserstoffbildung unter Unfallbedingungen – bieten und dabei in ihrer Entwicklung bereits näher an der Marktreife sind als SiC/SiC-Hüllrohre. Ebenso wie SiC/SiC-Hüllrohre bestehen hier jedoch Nachteile gegenüber Zr-basierten Hüllrohren, die sich unter normalen Betriebsbedingungen zeigen. Zu nennen sind beispielsweise die höhere Durchlässigkeit für Tritium und der höhere Neutroneneinfang. Diese erfordern Maßnahmen zu ihrer Abschwächung oder Kompensation, um bezüglich der betrieblichen Eigenschaften nicht hinter Zr-basierten Hüllrohren zurückzustehen. Zusammenfassend lässt sich also sagen, dass SiC/SiC-Hüllrohre und FeCrAl-Hüllrohre zwar unter Unfallbedingungen größere Vorteile bieten können als Cr-beschichtete Hüllrohre, dass letztere aber unter normalen Betriebsbedingungen weniger Nachteile aufweisen, da sie dort von den Eigenschaften der Zr-Legierung als seit Jahrzehnten bewährtem und optimiertem Hüllrohrwerkstoff profitieren. Durch die Beschichtung können ihre Eigenschaften unter Normal- und Unfallbedingungen verbessert werden, wobei ihre Beständigkeit in Unfallsituationen

jedoch nicht an die der alternativen Hüllrohrwerkstoffe, die auf Zr als Bestandteil verzichten, heranreicht.

Der Fokus der Entwicklung des Brennstoffs selbst richtet sich auf Urandioxidbrennstoffe mit Dotierungen und Uransilizid- bzw. Urannitridbrennstoff, die als favorisierte Brennstoff-Konzepte im Sinne von ATF gelten. Abgesehen davon wurden auch Urancarbid- und metallische U-Zr-Brennstoffe in Erwägung gezogen. Im Falle des Urancarbidbrennstoffs sind jedoch das starke Anschwellen und die Bildung explosiver Gase bei Hochtemperaturtransienten bedenklich und bei U-Zr-Verbindungen besteht, wie auch bei Zr-haltigen Hüllrohren das Risiko von Zr-Dampf-Reaktionen bei Unfällen. Dotierter Urandioxidbrennstoff wird bereits kommerziell eingesetzt. Seine Vorteile gegenüber Urandioxid ohne Dotierung, eine verbesserte Beständigkeit gegenüber durch Pellet-Hüllrohrwechselwirkungen verursachter Spannungsrisskorrosion und eine bessere Rückhaltung gasförmiger Spaltprodukte wirken sich jedoch primär auf das Brennstoffverhalten im Normalbetrieb aus. Eine bessere Rückhaltung von Spaltprodukten kann allerdings auch zur Verringerung der Freisetzung bei Unfällen beitragen. Demgegenüber weisen sowohl Silizid- als auch Nitrid-Brennstoffe eine deutlich höhere thermische Leitfähigkeit auf als Urandioxid. Damit kann die Brennstofftemperatur geringer gehalten und der Abstand zur Schmelztemperatur vergrößert werden, was bei schweren Unfällen den Eintritt einer Kernschmelze verhindern oder verzögern kann. Zudem kann die geringere Brennstofftemperatur auch zur Verringerung der PCT beitragen und sich somit günstig auf die Unfallbeständigkeit der Hüllrohre auswirken. Andererseits sind beide Brennstoffvarianten anfällig für Oxidation im Kontakt mit dem Kühlmittel bzw. Wasserdampf. Um von ihrem größeren Potential zur Abmilderung von Unfällen tatsächlich zu profitieren, müssen Wege gefunden werden, um sie vor solchen Einwirkungen zu schützen /ERI 20/.

4.3.5 Beleg einer verbesserten Unfallbeherrschung durch Simulationscodes

In /EPR 19a/ werden Ergebnisse von Simulationsstudien erläutert, die sich dem Verhalten verschiedener ATF-Varianten bei auslegungsüberschreitenden Stör- und Unfällen widmen und dabei der Frage nachgingen, ob ATF dabei zusätzliche Sicherheitsspielräume bieten kann. Hier wurde beispielsweise ein Kühlmittelverluststörfall mit großem Leck in einem Druckwasserreaktor von Westinghouse mit vier Loops simuliert. Dazu wurde der auch von Westinghouse verwendete Simulationscode WCOBRA/TRAC-TF2 eingesetzt. In der Simulation wurde die PCT bei Verwendung von undotiertem UO_2 -Brennstoff mit Zirkoniumhüllrohren im Vergleich zur Verwendung von dotiertem UO_2 -

Brennstoff in chrombeschichteten Hüllrohren und U_3Si_2 -Brennstoff, ebenfalls in chrombeschichteten Hüllrohren, berechnet. Die Simulation ergab, dass die PCT in der Simulation mit U_3Si_2 -Brennstoff aufgrund der geringeren Ausgangstemperatur im Verlauf des Störfalls nur bis auf 877 °C ansteigt, wohingegen in der Simulation mit UO_2 -Brennstoff mit Dotierung eine PCT von bis zu 1.088 °C und ohne Dotierung eine PCT von 1.193 °C erreicht wird. Daraus wird geschlussfolgert, dass die Wahrscheinlichkeit eines Hüllrohrversagens durch die Verwendung von U_3Si_2 -Brennstoff stark reduziert werden kann.

Des Weiteren wurden für /EPR 19a/ Station Blackout Szenarien in Anlagen sowohl mit Druck- als auch mit Siedewasserreaktoren mit dem modularen Unfallanalyseprogramm (Modular Accident Analysis Program, MAAP) simuliert. Diese Simulationen wurden für UO_2 -Brennstoff in Hüllrohren aus unbeschichtetem und chrombeschichtetem Zirkonium sowie FeCrAl, für U_3Si_2 -Brennstoff in SiC-Hüllrohren und für metallischen Brennstoff durchgeführt. Analysiert wurde unter anderem die Zeit, die bis zum Eintreten bestimmter Ereignisse vergeht. Diese Zeitangaben sind in Tab. 4.2 zusammengefasst. Dabei steht die Entstehung brennbarer Gase im direkten Zusammenhang mit der Oxidationsrate der Hüllrohre und die Freisetzung von Spaltprodukten hängt mit der mechanischen Beständigkeit der Hüllrohre zusammen.

Tab. 4.2 Zeit (alle Angaben in Stunden) bis zum Eintreten bestimmter Ereignisse während eines kurzfristigen Station Blackouts in DWR- und SWR-Anlagen in Abhängigkeit eingesetzter ATF-Varianten /EPR 19a/

Ereignis		Zr/ UO_2	FeCrAl/ UO_2	Cr-Zr/ UO_2	SiC/ U_3Si_2	Metallisch
Entstehung von 10 kg brennbarer Gase	DWR	2,40	> 4,64	2,55	3,13	2,37
	SWR	0,98	–	1,09	1,32	0,99
Beginnende Freisetzung von Spaltprodukten	DWR	2,03	2,10	2,90	2,11	2,51
	SWR	0,83	0,82	1,32	0,87	1,06
Erstes Schmelzen von Brennstoff	DWR	2,56	2,75	2,90	3,20	2,45
	SWR	1,02	1,07	1,26	1,29	1,04
Heißstrang-Kriechversagen	DWR	> 3,22	3,26	> 4,15	3,32	3,16

Dabei zeigt sich einerseits, dass die betrachteten Ereignisse bei SWR-Anlagen allgemein früher eintreten als bei DWR-Anlagen und andererseits, dass mit den meisten ATF-Varianten in fast allen Fällen längere Zeitspannen bis zum Eintreten des jeweiligen

Ereignisses ermittelt wurden als mit der herkömmlichen Kombination aus unbeschichteten Zr-Hüllrohren und UO_2 -Brennstoff. Eine Ausnahme bildet der metallische Brennstoff, bei dem nur für den Beginn der Freisetzung von Spaltprodukten ein zeitlicher Vorteil gegenüber Zr/UO_2 ermittelt wurde. Die größten Vorteile zeigten FeCrAl/UO_2 in Bezug auf die Entstehung brennbarer Gase, Cr-Zr/UO_2 sowohl in Bezug auf den Beginn der Freisetzung von Spaltprodukten als auch auf das Heißstrang-Kriechversagen sowie $\text{SiC/U}_3\text{Si}_2$ in Bezug auf das Schmelzen des Brennstoffs.

Allgemein wird aus den Ergebnissen der in /EPR 19a/ beschriebenen Simulationen geschlossen, dass die durch den Einsatz von ATF erzielten Vorteile allein zwar nicht in jedem Fall ausreichen, um schwere Unfälle oder deren Folgen zu verhindern, dass aber die damit erzielte Verlängerung der Karenzzeit zeitlichen Spielraum verschafft, um weitere Maßnahmen ergreifen zu können. Dadurch wird die Wahrscheinlichkeit erhöht, dass zusätzliche Maßnahmen und Mittel zur Mitigation schwerer Unfälle (z. B. die Notfallausrüstung im Rahmen der FLEX-Strategie in den USA) rechtzeitig eingesetzt werden können, um Kernschäden abzuwenden, abzumildern oder zu verzögern.

In /NRC 21d/ wird von zwei weiteren Simulationsstudien bezüglich der Auswirkung einer Chrombeschichtung auf die Karenzzeit und die Bildung von Wasserstoff berichtet. Dabei wurde für die erste Studie der RELAP5-3D Code verwendet und ein Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck sowie ein Station Blackout (SBO)-Szenario in einem DWR von Westinghouse simuliert. Mehrere Berechnungen ergaben eine durchschnittliche Verlängerung der Karenzzeit um vier Minuten bei Verwendung beschichteter Zr-Hüllrohre im Vergleich zu unbeschichteten Zr-Hüllrohren. Bis zum Auftreten von Kernschäden wurden bei Verwendung von chrombeschichteten Hüllrohren nur 36,9 % der Wasserstoffmenge gebildet, die bei Verwendung unbeschichteter Hüllrohre entsteht. Im Falle des SBO-Szenarios konnte die Karenzzeit entsprechend um sieben Minuten verlängert und die Wasserstoffbildung auf 10 % reduziert werden. In der zweiten Studie wurde der TRACE Code verwendet, um die Auswirkung der Chrombeschichtung auf die Karenzzeit und die Wasserstoffbildung in SBO-Szenarien bei SWR zu untersuchen. Diese Simulationen ergaben eine Verlängerung der Karenzzeit von 1 – 22 min. Die Menge des bis zum Auftreten von Kernschäden gebildeten Wasserstoffs war im Fall mit Chrombeschichtung um eine bis zwei Größenordnungen geringer als im Fall von Zircaloy-Hüllrohren ohne Beschichtung.

Entsprechende Berechnungen mit RELAP5-3D und TRACE wurden auch für FeCrAl -Hüllrohre durchgeführt. Für Kühlmittelverluststörfälle bei DWR-Anlagen von

Westinghouse wurden dabei mit RELAP5-3D eine Verlängerung der Karenzzeit von durchschnittlich 16 min und eine Verringerung der Wasserstoffbildung auf 6,4 % im Vergleich zu Zircaloy ermittelt. Im Fall von Station Blackout Szenarien betrug die berechnete Verlängerung der Karenzzeit durchschnittlich 20 min und die Menge des gebildeten Wasserstoffs lag bei 3,7 % der bei der Verwendung von Zircaloy-Hüllrohren gebildeten Wasserstoffmenge. Die Berechnungen für SWR mit dem TRACE Code ergaben eine Verlängerung der Karenzzeit von 5 – 12 min, aber eine bedeutende Verringerung der Wasserstoffbildung. Auch weitere Berechnungen mit dem MELCOR Code ergaben für FeCrAl eine reduzierte Wasserstoffbildung und ein insgesamt langsamer voranschreitendes Unfallgeschehen. Um Maßnahmen zur Mitigation zu ergreifen, kann demzufolge mindestens eine Stunde mehr zur Verfügung stehen. Merrill et al. führten auch eine Simulation des Unfalls von Three-Mile Island (TMI) durch, die in /MER 17/ näher beschrieben ist. Dabei wurden die Zircaloy-Hüllrohre durch FeCrAl-Hüllrohre mit gleicher Wandstärke (670 μm) ersetzt. Als Versagenskriterium für die Brennstäbe wurde das Erreichen der Schmelztemperatur des jeweiligen Werkstoffs angesetzt: 2.500 K für ein $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ -Eutektikum und 1.870 K für die FeCrAl-Legierung. Die Berechnungen ergaben, dass die Hüllrohrtemperatur der FeCrAl-Hüllrohre nahe an diesen Wert herankommt, die Kerngeometrie jedoch intakt bleibt. Bezüglich der Bestimmung der Schmelztemperatur wird allerdings ein Unsicherheitsfaktor diskutiert. Für die Schmelztemperatur ist neben der Werkstoffzusammensetzung auch die auf dem Hüllrohr ausgebildete Oxidschicht maßgeblich. Untersuchungen haben gezeigt, dass diese bei FeCrAl-Hüllrohren vorwiegend aus Al_2O_3 besteht. Damit würde die Schmelztemperatur der von Aluminium (2.323 K/ 2.050 °C) näherkommen. Für die Berechnung wurde stattdessen eine nach dem Anteil der Elemente im Grundwerkstoff gewichtete Zusammensetzung der Oxidschicht aus FeO, Cr_2O_3 und Al_2O_3 zugrunde gelegt und in der Folge der geringere Wert von 1.870 K als Schmelztemperatur angenommen. Durch eine genauere Bestimmung der tatsächlichen Schmelztemperatur könnte diese Unsicherheit in der Simulation verringert werden. Als zweites Ergebnis wurde für FeCrAl-Hüllrohre eine geringere Wasserstoffbildung von 4,2 kg im Verlauf des Unfalls ermittelt als für Zircaloy-Hüllrohre.

Die im Rahmen des AP4 dieses Vorhabens durchgeführte Simulation des Unfalls von TMI-2 unterscheidet sich von der in /MER 17/ beschriebenen Vorgehensweise dadurch, dass anstelle des MELCOR Codes das GRS-eigene Codepaket ATHLET-CD/AC2 verwendet wurde und innerhalb der Simulation die geringere Wandstärke der FeCrAl- gegenüber Zircaloy-Hüllrohren berücksichtigt wurde. Ähnlich wie in /MER 17/ wurden bei der Simulation im AP4 die Schmelztemperatur und weitere Materialeigenschaften sowie

das Oxidationsverhalten angepasst, lediglich die Temperatur als bestimmender Faktor für das Versagen des Hüllrohrs berücksichtigt und die Werkstoffe anderer Kernkomponenten unverändert belassen. Im Ergebnis zeigen beide Simulationen eine nur vergleichsweise geringe Wasserstoffbildung im Unfallverlauf, wobei die für den Fall der Verwendung von FeCrAl-Hüllrohren berechnete Wasserstoffmenge in der ATHLET-CD/AC2-Simulation mit 1,8 kg noch geringer ausfällt als in der MELCOR-Simulation mit 4,2 kg. Zum Vergleich wurden für die Verwendung von Zircaloy-Hüllrohren mit MELCOR eine Wasserstoffmenge von mehr als 450 kg /HUM 17/ und mit ATHLET-CD/AC2 eine Wasserstoffmenge von 320 kg berechnet. Bezüglich der berechneten PCT weichen beide Simulationen ebenfalls etwas voneinander ab. Mit MELCOR wurde eine maximal erreichte Temperatur von 1.523 °C /HUM 17/ und damit knapp unterhalb der Schmelztemperatur des FeCrAl Oxids ermittelt, wohingegen die PCT in der ATHLET-CD/AC2-Simulation nur 1.200 °C erreichte. Insgesamt kommen beide Simulationen zu dem Schluss, dass im Fall des Unfalls von TMI-2 bei der Verwendung von FeCrAl als Hüllrohrwerkstoff – anders als bei der Verwendung von Zircaloy – die Kerngeometrie hätte erhalten werden können und deutlich weniger Wasserstoff gebildet worden wäre.

Der Reaktorunfall von TMI wurde von Merrill et al. auch für den Fall simuliert, dass SiC/SiC-Hüllrohre verwendet worden wären. Bei einer Wandstärke der Hüllrohre von 670 µm wurde eine PCT von 1.830 K (knapp 1.557 °C) erreicht, die noch unterhalb der Schmelztemperatur der schützenden Siliziumoxidschicht von 1.873 K (etwa 1.600 °C) und deutlich unter der Zersetzungstemperatur von SiC bei 2.900 K liegt. Der Grund dafür liegt in der geringeren Oxidationsrate, die eine im Vergleich zu Zircaloy-Hüllrohren um zwei Größenordnungen geringere Oxidationswärme zur Folge hat. Zudem ergab die Simulation mit SiC als Hüllrohrwerkstoff eine deutlich geringere Bildung brennbarer Gase, wobei neben der Entstehung von Wasserstoff hier auch die Bildung von Kohlenstoffmonoxid berücksichtigt werden muss /MER 17/.

In /INL 23b/ werden Ergebnisse von Simulationsstudien in RELAP5-3D beschrieben, mit denen im Rahmen des Light Water Reactor Sustainability Program das Verhalten von Brennstoff mit FeCrAl-Hüllrohren mit dem von Brennstoff mit Zr-Hüllrohren in Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Stör- und Unfällen in Druckwasserreaktoren verglichen wurde. Für die FeCrAl-Hüllrohre wurden dabei sowohl 18- als auch 24-monatige Brennstoffzyklen betrachtet. Die simulierten Auslegungsstörfälle waren die Turbinenabschaltung, der Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck, der Bruch einer Frischdampfleitung, das Dampferzeugerheizrohrleck und der Kühlmittelverluststörfall mit

großem Leck. Das Verhalten der Hüllrohrvarianten wurde anhand der Parameter PCT, Departure from Nucleate Boiling Ratio (DNBR), Hüllrohrversagen, Wasserstoffbildung und Oxidationsrate bewertet. Dabei zeigten die FeCrAl-Hüllrohre im Allgemeinen ein gleich gutes oder besseres Verhalten als die Zr-Hüllrohre. Am deutlichsten war der Unterschied hinsichtlich der Oxidationsrate und der Bildung von Wasserstoff, die beide bei Verwendung der FeCrAl-Legierung in allen simulierten Szenarien bedeutend geringer waren als bei der Zr-Legierung. Die PCT der FeCrAl-Hüllrohre stieg nach der Turbinenabschaltung und den Kühlmittelverluststörfällen weniger stark an und konnte insbesondere nach dem Quenching im Fall des Kühlmittelverluststörfalls mit großem Leck schneller wieder gesenkt werden. In der Simulation eines schweren Unfalls mit großem Leck wurden das Ausmaß des Kernschadens, die Wasserstoffbildung und der Quellterm analysiert. Im Vergleich zeigen sich bei den Zr-Hüllrohren allgemein höhere Werte sowohl für das Ausmaß des Kernschadens als auch für die Wasserstoffbildung und den Gesamtquellterm. Auch die aus dem simulierten Unfallszenario abgeleiteten Konsequenzen für die Umwelt (Todesfälle, lang- und kurzfristige Dosis, wirtschaftliche Schäden) fielen in der Variante mit Zr-Hüllrohren schwerer aus als bei deren Ersatz durch FeCrAl-Hüllrohre.

Über entsprechende Simulationsstudien für chrombeschichtete Hüllrohre, jedoch beschränkt auf die Modellierung eines von einem Kühlmittelverluststörfall mit großem Leck ausgehenden auslegungsüberschreitenden Unfalls, wird in /INL 24a/ berichtet. Dabei wurde der MELCOR Code verwendet. Die Ergebnisse zeigen, dass mit der Chrombeschichtung die Oxidation der Hüllrohre reduziert werden kann, wodurch die freigesetzte Wärme und damit auch das Ausmaß der Kernschäden verringert werden. Die Menge der freigesetzten Spaltprodukte war bei den beschichteten Hüllrohren nach 24-monatigem Brennelementzyklus geringer als bei unbeschichteten Zr-Hüllrohren nach 18-monatigem Zyklus. Dies zeigt, dass die Verwendung chrombeschichteter Hüllrohre vorteilhaft sein kann, um die Sicherheit zu erhöhen, wenn eine Verlängerung der Betriebszyklen bzw. ein höherer Abbrand angestrebt werden.

In China wurden Simulationen zum Verhalten verschiedener ATF-Konzepte bei einem SBO mit dem Simulationscode Integrated Severe Accident Analysis (ISAA) simuliert, der dafür unter Einbeziehung der spezifischen Werkstoffeigenschaften zu ISAA-ATF weiterentwickelt wurde. Der Simulation wurde das Kernkraftwerk Daya Bay zugrunde gelegt, in dem Druckwasserreaktoren vom Typ M310 eingesetzt werden. In einer ersten Reihe von Berechnungen wurde das Hüllrohrmaterial (Zr-Legierung) unverändert gelassen und

der Standard UO_2 -Brennstoff mit BeO -dotiertem UO_2 sowie Inert Matrix Dispersion Pellets (IMDP) verglichen. IMDP enthält Brennstoffpartikel in einer SiC -Matrix, ähnlich wie der Tristructural Isotropic Brennstoff, der in gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren eingesetzt wird. In einer zweiten Reihe von Berechnungen wurde in allen Fällen UO_2 -Brennstoff eingesetzt und nur der Hüllrohrwerkstoff variiert. Hier wurde die Zr-Legierung mit FeCrAl und SiC verglichen. In jedem der Fälle erfolgte die Reaktorabschaltung nach 500 Sekunden. Bei der Variation des Brennstoffs zeigte sich, dass der Zeitpunkt des Eintritts der Kernschmelze durch die Verwendung des dotierten Brennstoffs um etwa 204 Sekunden und durch die Verwendung des IMDP-Brennstoffs um 2.489 Sekunden verzögert werden kann. Die Variation des Hüllrohrwerkstoffs führte zu einer Verzögerung des Eintritts der Kernschmelze um 1.322 Sekunden bei der Verwendung von FeCrAl und um 4.684 Sekunden beim Einsatz von SiC -Hüllrohren gegenüber der Standardsituation mit Hüllrohren aus der Zr-Legierung. Die Bildung von Wasserstoff setzt bei der Verwendung von ATF jeweils später ein und fällt mit etwas mehr als 400 kg gegenüber 800 kg im Fall mit Zr-Hüllrohren geringer aus. Es wird angemerkt, dass bei der Verwendung von SiC -Hüllrohren abgesehen vom Wasserstoff auch nennenswerte Mengen an Kohlenstoffmonoxid (knapp 1.900 kg) gebildet werden. Die Oxidation des Hüllrohrwerkstoffs im Verlauf des Unfalls ist für FeCrAl mit 42,63 % und SiC mit 31,13 % der anfangs vorhandenen Hüllrohrmasse gegenüber 50,89 % im Fall der Zr-Hüllrohre ebenfalls geringer /ZHA 22b/. Insgesamt zeigen diese Arbeiten, dass sowohl der Einsatz von ATF-Brennstoff als auch der Einsatz von ATF-Hüllrohrwerkstoffen in Bezug auf die Zeit, die bis zum Eintritt der Kernschmelze vergeht, Vorteile gegenüber den standardmäßig verwendeten Werkstoffen bieten können, wobei die Variation des Hüllrohrs einen größeren Vorteil bieten kann als die Variation des Brennstoffs selbst.

4.4 Zusammenfassung

Die Unterschiede zwischen ATF und dem bislang eingesetzten Brennstoffkonzept mit Uranoxidbrennstoff und Hüllrohren aus einer Zirkoniumlegierung sind teils erwünscht und stellen Vorteile dar. Teilweise bringen die ATF-Konzepte aber auch Nachteile mit sich, die sich im Normalbetrieb oder bei Störfällen negativ auswirken können und für die in der weiteren Entwicklung der ATF Lösungen zu finden sind, um von ihren Vorzügen im Einsatz profitieren zu können. Die Erörterung sicherheitstechnisch relevanter Eigenschaften derjenigen ATF-Konzepte, die derzeit besonders im Fokus der Entwicklung stehen, erfolgte hier insbesondere basierend auf dem Opinion Paper No. 19 der Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und

Entwicklung (OECD) zur Anwendbarkeit der Sicherheitskriterien für Brennstoff auf ATF-Konzepte /NEA 22/, dem State-of-the-art Report der NEA über ATF für Leichtwasserreaktoren /NEA 18/ und einem Übersichtsbericht der US-amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (NRC) zu ATF-Konzepten in Bezug auf schwere Unfälle und Freisetzungen /NRC 21/. Ergänzt wurden Informationen aus weiteren Veröffentlichungen, wie beispielsweise aktuellen Konferenzbeiträgen. Bei den Konzepten handelt es sich um Urandioxidbrennstoff mit Chrom- oder Aluminium- und Chromoxiddotierungen, Uransilizidbrennstoff, Urannitridbrennstoff sowie Hüllrohren aus chrombeschichteten Zirkoniumlegierungen, Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen und Siliziumkarbid-Verbundwerkstoffen.

Dotierte Urandioxidbrennstoffe weisen grundsätzlich ähnliche thermische Eigenschaften auf wie undotiertes Urandioxid. In Bezug auf mechanische Eigenschaften weisen sie demgegenüber Vorteile in der mikrostrukturellen Stabilität, bei Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen und der Viskoplastizität auf. Ihre Beständigkeit gegenüber Oxidation und Auswaschungen ist gegenüber undotiertem Urandioxid verbessert. Ob das Entwicklungsziel einer verbesserten intragranulären Rückhaltung gasförmiger Spaltprodukte erreicht werden kann, wird kontrovers diskutiert.

Beim Urannitridbrennstoff besteht der Nachteil einer hohen Anschwellrate bei hohen Temperaturen, die das Vorsehen erforderlicher Ausdehnungsräume notwendig macht. Damit kann der eigentliche Vorteil einer höheren Brennstoffdichte unter Umständen nicht genutzt werden. Zudem erhöht eine größere Porosität, die negative Effekte des Anschwellens abmildern kann, die ohnehin vergleichsweise starke Anfälligkeit des Urannitridbrennstoffs für Oxidation durch Wasser und Dampf noch weiter. Vorteilhaft ist die gegenüber Urandioxid höhere thermische Leitfähigkeit, die in Kombination mit einer vergleichbaren Schmelztemperatur zu größeren Sicherheitsmargen in Bezug auf den Beginn des Schmelzens des Brennstoffs bei einem Unfall führt.

Die deutlich höhere Wärmeleitfähigkeit von Uransilizid gegenüber Urandioxid führt zu einem größeren Abstand der Betriebstemperatur zur Schmelztemperatur und zu einer Verringerung der Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte aus dem Brennstoff. Allerdings neigt Uransilizid dazu, im Kontakt mit dem Kühlmittel von Leichtwasserreaktoren aufgelöst zu werden, wobei von einer vergleichsweise stark exothermen Reaktion auszugehen ist.

Aufgrund der Verwendung des gleichen Grundwerkstoffs kann bei Zirkoniumhüllrohren mit Chrombeschichtung weiterhin von den Vorteilen der bewährten Legierungen profitiert werden. Durch die Beschichtung können die Beständigkeit gegenüber mechanischer Abnutzung, Korrosion und Dampfoxidation unterhalb von etwa 1.300 °C verbessert und die Wasserstoffversprödung sowie das Ballooning und die Größe von Berstöffnungen reduziert werden. Zur Aktivierung von Cr-50 durch Neutronen werden Untersuchungen durchgeführt.

Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen zeichnen sich durch eine höhere mechanische Festigkeit und ein überlegenes Korrosionsverhalten im Kontakt mit dem Kühlmittel sowie eine hervorragende Widerstandsfähigkeit gegenüber Dampfoxidation bis etwa 1.500 °C aus. Sie neigen nicht zur Wasserstoffversprödung und bieten Vorteile gegenüber Zircaloy bezüglich der Bersttemperatur und Berstspannung. Nachteilig sind die höhere Permeabilität für Tritium und der größere Neutroneneinfangsquerschnitt.

Hüllrohre aus Siliziumkarbid-Verbundwerkstoffen weisen eine geringere thermische Leitfähigkeit auf als die anderen Hüllrohrkonzepte. Durch den Temperaturgradienten verursachte Spannungen können zu Mikrorissen des vergleichsweise spröden Materials und damit zu Undichtigkeiten führen. Vorteilhaft ist die ausgezeichnete Beständigkeit gegenüber sehr hohen Temperaturen und Hochtemperaturdampfoxidation bis 1.700 °C, durch die die mechanische Stabilität der Hüllrohre länger erhalten werden kann. Allerdings tritt eine starke Korrosion im Kontakt mit dem Kühlmittel bereits unter normalen Betriebsbedingungen von Leichtwasserreaktoren auf.

Aus den Nachteilen der einzelnen ATF-Konzepte ergeben sich teils bedeutende neue sicherheitsrelevante Fragestellungen. Dazu gehört die Anfälligkeit der hochdichten Brennstoffe Urannitrid und Uransilizid für Angriffe durch das Kühlmittel, die im Fall von Undichtigkeiten der Hüllrohre zu stark exothermen Reaktionen führen können. Bei chrombeschichteten Zirkoniumhüllrohren kann sich zwischen dem Chrom der Beschichtung und dem Zirkon des Grundwerkstoffs ein Eutektikum ausbilden, das eine geringere Schmelztemperatur aufweist als die Zirkoniumlegierung. Bei deren Erreichen drohen der Verlust der Schutzwirkung der Beschichtung und eine verstärkte Bildung von Wasserstoff durch die auftretende Zirkon-Dampf-Reaktion. Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen sind in höherem Maße durchlässig für Tritium als andere Hüllrohrwerkstoffe, woraus die Gefahr einer höheren Strahlenbelastung im Bereich des Primärkreises resultiert. Die höhere Neutronenabsorption des Werkstoffs erfordert zudem Änderungen der Kernausslegung, die Auswirkungen auf einzuhaltende Sicherheitsmargen und die Kritikalitäts-

sicherheit im Betrieb und bei der Lagerung und dem Transport des Brennstoffs haben können. Hüllrohre aus Siliziumkarbid-Verbundwerkstoffen neigen stärker als andere Hüllrohrkonzepte zu Undichtigkeiten durch Mikrorisse des spröden Materials und zur Oxidation des Werkstoffs im Kontakt mit dem Kühlmittel.

Sowohl Simulationsstudien als auch Experimente legen nahe, dass durch den Einsatz unfalltoleranter Brennstoffe eine Verlängerung der Karenzzeit erzielt werden kann, wovon insbesondere die Hüllrohre maßgeblichen Einfluss haben. Quantitative Angaben zur Verlängerung der Karenzzeit variieren je nach Konzept und Bedingungen der jeweiligen Studie stark zwischen wenigen Minuten und bis zu mehreren Tagen. Insgesamt wird davon ausgegangen, dass diesbezüglich chrombeschichtete Hüllrohre den geringsten, Hüllrohre aus Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen einen mittleren und Hüllrohre aus Siliziumkarbid-Verbundwerkstoffen den größten Zeitvorteil bieten können.

Da Wasserstoff in Unfallsituationen vornehmlich durch die Zirkon-Dampf-Reaktion gebildet wird, kann dies durch den Einsatz von Hüllrohrwerkstoffen unterbunden werden, die kein Zirkon enthalten. Auch die Chrombeschichtung von Zircaloy-Hüllrohren schützt gut vor der Zirkon-Dampf-Reaktion – jedoch nur, solange die Beschichtung bzw. das Hüllrohr an sich intakt bleiben. Außerdem entsteht bei der Reaktion sowohl von Urannitrid als auch von Uransilizid mit Wasserdampf neben weiteren Reaktionsprodukten auch Wasserstoff.

Für die Freisetzung von Radioaktivität aus einem Brennstab ist einerseits relevant, wie gut radioaktive Spaltprodukte im Brennstoff zurückgehalten werden und ob die Brennstoffpellets zur Fragmentierung neigen und andererseits, wie beständig die Hüllrohre gegen Beschädigungen sind, um sowohl aus dem Brennstoff ausgetretene Spaltprodukte als auch Brennstofffragmente am Übertritt ins Kühlmittel zu hindern. Bei dotiertem Urandioxidbrennstoff ist es ein Entwicklungsziel, durch größere Korngrößen die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte zu verringern. Bislang ist jedoch fraglich, ob dieser Effekt tatsächlich zum Tragen kommt oder durch eine aufgrund der Dotierstoffe erleichterte Diffusion aufgehoben wird. Urannitrid und -silizid zeigen eine gegenüber Urandioxid verbesserte Rückhaltung von Spaltprodukten. Ihre höhere thermische Leitfähigkeit verringert zusätzlich Spannungen und damit die Fragmentierung der Pellets. Auf der Seite der Hüllrohre wirkt sich die Chrombeschichtung günstig aus, da sie dazu beiträgt, verschiedene Formen von Hüllrohrschäden zu reduzieren. Im Fall von Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen wird ein Ballooning der Hüllrohre zwar verringert, im Falle des Berstens ist die Berstöffnung jedoch größer als bei Zirkoniumlegierungen. Bei Hüllrohren aus

Siliziumkarbid-Verbundwerkstoffen können Mikrorisse Freisetzen begünstigen. Einige Spaltprodukte können jedoch in einer Siliziumoxidschicht auf der Innenseite der Hüllrohre gebunden werden. Die höhere Beständigkeit gegenüber Hochtemperatur-Dampfoxidation minimiert das Versagensrisiko dieser Hüllrohre bei Unfällen.

Während die genannten Aspekte primär Verbesserungen des Brennstoffverhaltens bei Stör- und Unfällen darstellen, können die abweichenden Eigenschaften unfalltoleranter Brennstoffkonzepte auch Auswirkungen auf den störungsfreien Betrieb haben. So werden durch den höheren Brennstoffgehalt der hochdichten Brennstoffe theoretisch längere Betriebszyklen und ein höherer Abbrand ermöglicht. Die Aufhärtung des Neutronspektrums hat jedoch Änderungen der Reaktivitätskoeffizienten zur Folge, die Anpassungen der Mittel zur Reaktivitätsregelung erforderlich machen können. Die bessere Beständigkeit chrombeschichteter Hüllrohre gegenüber den herrschenden Umgebungsbedingungen wirkt sich auch im Normalbetrieb positiv aus – etwa durch geringeres Fretting und dünnere Oxidschichten auf der Außenseite der Hüllrohre. Der größere Neutroneneinfangsquerschnitt der Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen erfordert Maßnahmen zur Kompensation, um die Länge der Betriebszyklen beibehalten zu können. Die geringe Wärmeleitfähigkeit von Siliziumkarbid-Verbundwerkstoffen kann zu Spannungen und daraus resultierenden Rissen sowie höheren Brennstofftemperaturen führen. Ihre größere Härte und geringere Duktilität verringern einerseits das Fretting, sind im Hinblick auf Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungen aber nachteilig. Hier führen der sehr geringe Neutroneneinfangsquerschnitt in Kombination mit einer sehr guten Beständigkeit gegenüber Bestrahlung dazu, dass die Hüllrohre gut geeignet sein können, um längere Betriebszyklen und einen höheren Abbrand zu ermöglichen, vorausgesetzt, es werden Wege gefunden, um ihre Korrosion durch das Kühlmittel unter Bedingungen des Normalbetriebs zu vermeiden.

Welches der hier beschriebenen Brennstoff- bzw. Hüllrohrkonzepte das größte Potential zur Verbesserung der Stör- und Unfallbeherrschung bietet, kann nicht eindeutig gesagt werden, da alle sowohl Vor- als auch Nachteile mit sich bringen. So kann von signifikanten Vorteilen in Unfallsituationen beispielsweise nicht profitiert werden, wenn die jeweilige Technologie andererseits Eigenschaften aufweist, die bereits unter Normalbedingungen problematisch sind.

Die vorliegenden Simulationsstudien kommen übereinstimmend zu dem Schluss, dass durch die Verwendung von ATF Vorteile gegenüber des Standard-Brennstoffkonzepts mit unbeschichteten Zirkonhüllrohren und undotiertem Uranoxid-Brennstoff erreicht

werden können. In den Studien werden verschiedene allgemeine Störfallszenarien (z. B. Kühlmittelverluststörfälle, Station Blackout, schwere Unfälle) simuliert oder reale Unfallszenarien, insbesondere der Unfall von Three Mile Island, nachgerechnet. Verglichen werden jeweils für das Brennstoffverhalten aussagekräftige Parameter, wie beispielsweise die Hüllrohr-Spitztemperatur, die Karenzzeit und die gebildete Wasserstoffmenge. Insgesamt zeigt sich, dass alle betrachteten ATF-Konzepte in diesen Bereichen Vorteile gegenüber dem Standard-Brennstoff bieten, wobei die Cr-Beschichtung der Hüllrohre den geringsten, FeCrAl als Hüllrohrwerkstoff einen mittleren und die Verwendung von SiC-Hüllrohren den größten Vorteil verschafft. Bezüglich des Unfallablaufs von Three Mile Island zeigen sowohl die Simulation von Merrill et al. als auch die durch die GRS durchgeführte Simulation, dass bei der Verwendung von FeCrAl-Hüllrohren die Kerngeometrie hätte intakt bleiben können und dass deutlich weniger Wasserstoff gebildet worden wäre. Davon, dass allein durch die Verwendung von ATF ein schwerer Unfall verhindert und ein Kernschaden in jedem Fall abgewendet werden kann, kann jedoch nicht ausgegangen werden. Allerdings verschafft ihr Einsatz mehr Zeit für Gegenmaßnahmen, durch die gravierende Auswirkungen eines Unfalls abgewendet, verzögert oder abgeschwächt werden können.

5 Szenarienbasierte Analyse der Auswirkungen und sicherheitstechnischer Risiken einer hypothetischen Anwendung von ATF bei realen nuklearen Unfällen

In diesem Arbeitspaket wurden Analysen und Bewertungen der Auswirkungen einer hypothetischen Anwendung von ATF bei real stattgefundenen nuklearen Unfällen durchgeführt. Die betrachteten Unfälle sind hierbei zum einen der TMI-2 Unfall und der Unfall von Fukushima Daiichi Block 2. Die Simulationen wurden mit der Kopplung von ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS aus dem GRS-eigenen Codepaket AC2 durchgeführt. In den der GRS vorliegenden Datensätzen für die ausgewählten Unfallszenarien wurde ein Eisen-Chrom-Aluminium (FeCrAl)-Cladding für das Hüllrohr verwendet und für den Brennstoff wurde eine UO₂-Matrix angenommen, da hierfür validierte Modelle in ATHLET-CD vorhanden sind. Die Datensätze setzten dabei die Anfangs- und Randbedingungen der ausgewählten real stattgefundenen nuklearen Unfälle um und der Effekt des FeCrAl-Hüllrohrs auf den Unfallablauf wurde simuliert.

Um die oben definierten Aufgaben absolvieren und die Ziele erreichen zu können, wurde die Arbeit in drei Schritte aufgeteilt:

- Finalisierung der schon begonnenen und teilweise beendeten Modellentwicklungen zur Berücksichtigung von ATF-Materialien in ATHLET-CD/AC2. Kurze Darstellung des Entwicklungsstandes durch Validierung und Identifizierung der noch fehlenden Modelle.
- Durchführung der Simulationen zum TMI-2 Unfall mit und ohne ATF-Material. Beschreibung der wesentlichen Unterschiede.
- Durchführung der Simulationen zum Unfall in Fukushima Daiichi Block-2 mit und ohne ATF-Material. Beschreibung der wesentlichen Unterschiede.

Die Simulationen mit ATF Hüllrohr wurden mit der Annahme durchgeführt, dass das Personal im Kraftwerk exakt die gleichen Maßnahmen zu gleichen Zeitpunkten getroffen hat wie im realen Fall, unabhängig davon, wie der Zustand des Kerns zu dem Zeitpunkt war.

5.1 Eigenschaften von AC2

AC2 ist ein von der GRS entwickeltes Codepaket, das aus drei Unterprogrammen besteht: ATHLET, ATHLET-CD und COCOSYS. Jedes Unterprogramm ist für eine

bestimmte Domäne entwickelt worden. ATHLET kann für die Simulation von Betriebszuständen, Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Störfällen ohne Kernschäden in verschiedenen Typen von Kernreaktoren eingesetzt werden. Der Schwerpunkt liegt auf der thermohydraulischen Simulation der Brennelemente, der Kühlkreisläufe und der Sicherheitssysteme. ATHLET-CD ergänzt die Modelle von ATHLET durch Modelle, die die Phänomene während eines Unfalls mit Kernschäden beschreiben, wie zum Beispiel Kernzerstörung, Oxidation, Schmelzeverlagerung, Spaltproduktfreisetzung und Prozesse im unteren Plenum. COCOSYS wurde entwickelt, um die Stör- und Unfallphänomene im Containment abzubilden. Durch die gleichzeitige Anwendung dieser drei Programme können Wechsel- und Rückwirkungen zwischen Kühlkreislauf und Containment bei Stör- und Unfallabläufen noch detaillierter nachgebildet und das Verhalten der Anlage während des gesamten Störfall- oder Unfallablaufs simuliert werden. Eine schematische Darstellung der Kopplung von ATHLET, ALTHET-CD und COCOSYS ist in Abb. 5.1 dargestellt.

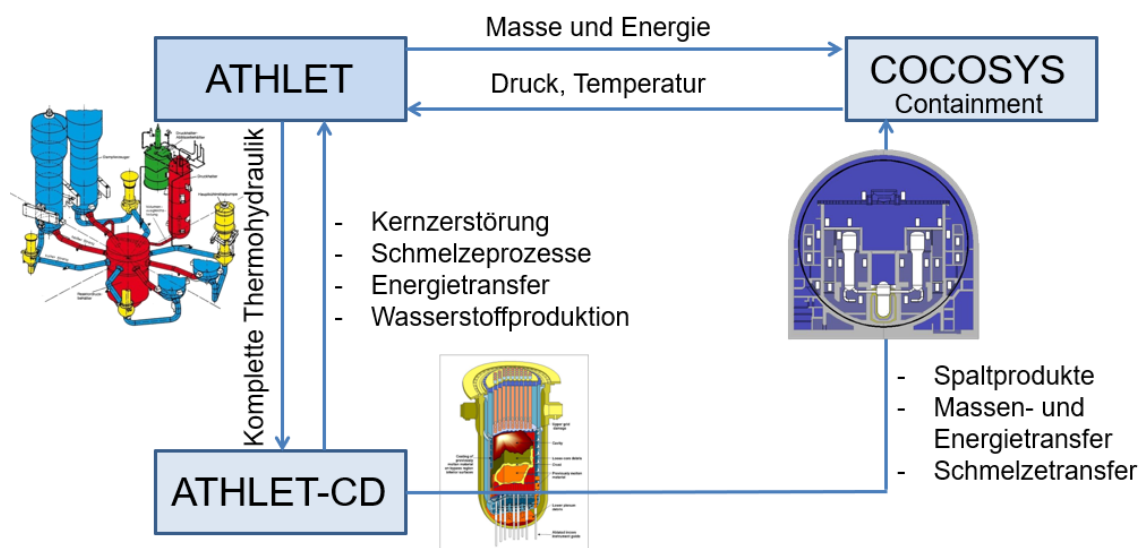


Abb. 5.1 Aufbau und Kopplung der drei Unterprogramme von AC2

Ursprünglich wurde AC2 für Reaktoren entwickelt, die Uranoxid als Brennstoff und Zirkonium als Hüllrohr verwenden. Im Rahmen anderer Entwicklungsvorhaben wurde AC2 dahingehend weiterentwickelt, dass FeCrAl (Eisen-Chrom-Aluminium) als Hüllrohrmaterial angewendet werden kann /LOV 22/. Aufgrund der Komplexität des Themengebietes Accident Tolerant Fuels (ATF) bzw. FeCrAl-Hüllrohre und der damit verbundenen aktiven Forschung, ist die Weiterentwicklung des AC2 noch nicht abgeschlossen, da neue Erkenntnisse kontinuierlich zu weiteren Änderungen, Anpassungen oder sogar Neuentwicklungen der Modelle führen.

Der aktuelle Stand der Modellbasis von ATHLET-CD ist jedoch schon adäquat angepasst worden, so dass die Effekte von FeCrAl auf den Unfallablauf analysiert werden können. ATHLET-CD/AC2 besteht aus zahlreichen Modellen, die unterschiedliche Phänomene abbilden. Einige Modelle beschreiben allgemeine physikalische Prozesse, wie die Strömung des Kühlmittels, welche weitgehend unabhängig vom Material des Hüllrohrs/Pellets sind (bei angenommener gleichbleibender Geometrie), während andere Modelle Phänomene abbilden, die sehr stark vom Brennstoff- und/oder Hüllrohrmaterial abhängen, wie zum Beispiel die Oxidation. Um Unfälle in Reaktoren, in denen ATF-Materialien eingesetzt sind, simulieren zu können, mussten diese Modelle identifiziert, angepasst und möglichst validiert werden.

Die folgenden Phänomene und deren Modelle wurden schon in ATHLET-CD/AC2 für FeCrAl angepasst:

- Materialeigenschaften,
- Schmelzprozesse,
- Oxidation.

Die Modelle für die folgenden Phänomene wurden in ATHLET-CD/AC2 für FeCrAl noch nicht angepasst:

- Ballooning/mechanisches Hüllrohrversagen,
- Materialinteraktionen im unteren Plenum,
- Effekte von FeCrAl auf Burn-up und Spaltproduktfreisetzung.

Die für FeCrAl angepassten Modelle werden im nächsten Kapitel beschrieben und der Einfluss, der noch nicht auf FeCrAl angepassten Modelle auf den Unfallablauf, wird im Kapitel 5.4 eingeschätzt.

5.2 Modellanpassungen in ATHLET-CD/AC2 für ein FeCrAl-Hüllrohr

Wenn in einem Reaktor das Hüllrohr nicht aus Zirkonium, sondern aus FeCrAl besteht, dann ändern sich die Materialeigenschaften, wie Dichte, Wärmeleitfähigkeit, Wärmekapazität etc., des Systems. Die Anpassung dieser Materialeigenschaften gestaltete sich relativ unkompliziert, da diese Größen überwiegend im Eingabedatensatz vom

Anwender bestimmt werden und somit keine codeinternen Änderungen vorgenommen werden mussten.

Codeinterne Änderungen waren hingegen notwendig, um die Auswirkungen der Änderungen der Materialeigenschaften auf die Materialinteraktionen zwischen Brennstoff und Hüllrohr mitzuberechnen. Diese eutektischen Reaktionen treten meist bei hohen Temperaturen auf, sind materialspezifisch und können die Eigenschaften der miteinander reagierenden Materialien stark beeinflussen (zum Beispiel den Schmelzpunkt).

Dafür wurde die Reaktion von Zirkonium mit UO_2 durch ein Modell für die Interaktion von FeCrAl mit UO_2 ersetzt. Das unoxidierte FeCrAl-Hüllrohr reagiert bei hoher Temperatur nicht mit dem Brennstoff, der FeO-Anteil eines oxidierten FeCrAl-Hüllrohres reagiert allerdings sehr schnell mit dem Brennstoff. Eine sehr schnelle, fast instantane Reaktion bedeutet, dass für die Reaktionskinetik keine separaten Modelle entwickelt werden müssen, da die Reaktion bis zum Equilibrium praktisch instantan erfolgt, wenn die Verfügbarkeit von FeO und eine ausreichend hohe Temperatur gegeben sind. Allerdings muss bekannt sein, bei welchem Oxidationsgrad welcher Anteil des Brennstoffs durch FeO aufgelöst wird. Dafür wurde eine Tabelle in ATHLET-CD implementiert, mit Hilfe derer, in Abhängigkeit von Temperatur und Oxidationsgrad des Hüllrohres, bestimmt wird, wieviel Prozent des Brennstoffs aufgelöst ist. Die Werte der Tabelle stammen aus dem OECD-NEA Projekt „TCOFF-2“ (Thermodynamic Characterisation of Fuel Debris and Fission Products Based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression /DUF 23/, an dem die GRS aktiv beteiligt ist.

Das Projektziel von „TCOFF-2“ ist die Verbesserung und Erweiterung der thermodynamischen Datenbasis, die für schwere Unfälle benutzt wird. In dieser Datenbasis sind ATF-Materialien inbegriffen. Da die Ergebnisse noch nicht veröffentlicht wurden, wird hier auf die quantitative Darstellung der verwendeten Daten verzichtet. Jedoch kann die allgemeine Aussage getroffen werden, dass je größer der oxidierte Anteil des Hüllrohres ist, desto reaktionsfreudiger, auch bereits bei niedrigeren Temperaturen, ist UO_2 mit FeCrAl. Die Reaktionsgeschwindigkeit bei dieser Interaktion ist sehr schnell, daher wird sie im Modell als instantan angenommen, wenn die Konditionen für die Interaktion erfüllt sind. Bei dieser Reaktion entsteht ein Gemisch aus UO_2 und FeO, welches bei deutlich niedrigerer Temperatur ($\sim 1.600\text{ K}$) schmilzt und andere Eigenschaften (Wärmeleitfähigkeit, Solidus-/Liquidustemperatur, Wärmekapazität, etc.) aufweist als die Ursprungsmaterialien. Des Weiteren führt die Reaktion zwischen Brennstoff und oxidiertem Hüllrohrmaterial sowie das Aufschmelzen des Brennstoffs zum Eintrag von Spaltprodukten in

die Schmelze. Diese werden zusammen mit der Schmelze weitertransportiert und durch den radioaktiven Zerfall wird die freiwerdende Energie an anderen Stellen im System abgegeben. Gerade die Energiefreisetzung im unteren Plenum ist kritisch, da dadurch die Integrität der Wand des Reaktordruckbehälters (RDB) beeinträchtigt wird.

Die Materialinteraktion zwischen FeCrAl und UO₂ ist ein aktives Forschungsthema, für welches der GRS bislang keine Daten vorliegen, anhand derer das neu entwickelte Modell validiert werden könnte. Dies hat zur Konsequenz, dass zum einen das Modell und dessen Implementierung in ATHLET-CD nur verifiziert und nicht validiert werden konnten und zum anderen, dass das bestehende Modell in Abhängigkeit von neuen Erkenntnissen angepasst werden muss. Erste Verifizierungsrechnungen lieferten jedoch plausible und adäquate Ergebnisse, qualitative Vergleiche mit anderen Codes sind Gegenstand aktueller Arbeiten im Rahmen des OECD-NEA TCOFF-2 Projekts. Daher wird dieses Modell auch bei den Analysen der realen Unfälle mit ATF angewendet.

Einer der größten Vorteile von FeCrAl ist dessen starke Oxidationsresistenz. Diese beeinflusst einerseits die oben genannten Materialinteraktionen, andererseits die durch Oxidation freigesetzte Energie- und Wasserstoffmenge. Dies erklärt, warum die exakte Beschreibung der Oxidation eine zentrale Rolle bei der Simulation von Unfällen mit FeCrAl-Hüllrohren mit ATHLET-CD spielt. Die herkömmlichen Oxidationsmodelle, die in ATHLET-CD bereits implementiert sind, wurden für Zirkonium Hüllrohre entwickelt und liefern keine plausiblen Ergebnisse für FeCrAl.

Das Oxidationsmodell wurde daher für FeCrAl in ATHLET-CD angepasst. Die Änderungen erfolgten basierend auf der Publikation von /KIM 21/. In der Publikation wird der temperatur- und materialabhängige Diffusionskoeffizient für FeCrAl bestimmt. Der Koeffizient wird folgendermaßen berechnet:

$$\text{Wenn } T < 1473 \text{ K, dann } K = 9,62 \cdot 10^{-12}$$

$$\text{Wenn } 1473 \text{ K} < T < 1648 \text{ K, dann } K = A_{Al} \cdot e^{\frac{-E_{Al}}{R \cdot T}}$$

$$\text{Wenn } 1648 \text{ K} < T, \text{ dann } K = A_{Fe} \cdot e^{\frac{-E_{Fe}}{R \cdot T}}$$

Wobei,

- T [K] die Temperatur des Hüllrohres ist,
- K [g²/cm⁴s] ist der Diffusionskoeffizient,

- $A_{Al} = 3 \times 10^9 \text{ g}^2/\text{cm}^4\text{s}$ und $E_{Al} = 594.354 \text{ J/mol}$ sind Materialkonstanten für Aluminium,
- $A_{Fe} = 2,4 \times 10^6 \text{ g}^2/\text{cm}^4\text{s}$ und $E_{Fe} = 352.513 \text{ J/mol}$ sind Materialkonstanten für Eisen,
- $R [\text{J}/(\text{mol} \cdot \text{K})]$ ist die universale Gaskonstante.

Die Konstanten für die Bestimmung des Diffusionskoeffizienten wurden vom Quench-19-Experiment abgeleitet [KIM 21]. Der für FeCrAl-Hüllrohre bestimmte temperaturabhängige Diffusionskoeffizient wird für die Berechnung der Oxidation benutzt, indem man die folgende Gleichung für die oxidierte Masse berechnet:

$$ds^2 = K \cdot dt$$

Wobei,

- $K [\text{g}^2/\text{cm}^4\text{s}]$ der Diffusionskoeffizient ist,
- $s [\text{g}/\text{cm}^2]$ die oxidierte Masse pro Flächeneinheit,
- $dt [\text{s}]$ die Zeitschrittgröße.

In den unterschiedlichen Temperaturregimen sind die folgenden Reaktionen berücksichtigt, jeweils mit angepasster (temperaturunabhängiger) Reaktionsenergie und Wasserstoffproduktion:



Für das Umschalten zwischen den Temperaturregimen wird die Hüllrohrtemperatur in dem jeweiligen Node genommen. Das Umschalten erfolgt in beiden Richtungen gleich, also sowohl während der Aufheizung als auch während der Abkühlung. Wenn sich die Hüllrohrtemperatur dem Grenzwert annähert, wird 25 °C vor dem Grenzwert die Oxidation der nächsten Regime schon gedämpft mitberücksichtigt. Das heißt, im Grenzbereich werden beide Korrelationen angewendet.

Das QUENCH-19-Experiment war der weltweit erste groß angelegte Bündeltest mit ATF. Er wurde mit unbestrahlten FeCrAl(Y)-Hüllrohren durchgeführt (Legierung B136Y3, geliefert vom Oak Ridge National Laboratory (ORNL)). Das Ziel des Experiments war der Vergleich der Performance von FeCrAl(Y)- und ZIRLO-Hüllrohren unter ähnlichen

Leistungs- und Gasflussbedingungen. Das QUENCH-15-Experiment /STU 11/ wurde dabei als Referenzversuch verwendet. Bei beiden Experimenten wurde das Bündel erhitzt und anschließend mit Wasser gequencht. Während dieses Vorgangs wurden wichtige Parameter gemessen, wie zum Beispiel die Temperaturentwicklung der Brennstäbe und die Wasserstoffproduktion. Die erhaltenen Messwerte dienen nicht nur als Quelle für Modellentwicklungen, sondern können auch für die Validierung des angepassten Oxidationsmodells in AT LHET-CD genutzt werden. Abb. 5.2 zeigt den Vergleich der im QUENCH-19-Experiment gemessenen integralen Wasserstoffmengen und der entsprechenden simulierten Werte. Es ist erkenntlich, dass das angepasste Oxidationsmodell die Entwicklung der Wasserstoffproduktion quantitativ adäquat abbildet. Nur eine knappe Überschätzung der produzierten Wasserstoffmenge ist zu sehen (simuliert 9,8 g gegenüber experimentell 9,2 g). Qualitativ sind weitere Unterschiede feststellbar. Die Wasserstoffproduktion steigt bei der Simulation etwas später an als im Experiment, dafür ist aber der Anstieg der Produktion deutlich steiler. Dies deutet darauf hin, dass die Übergänge zwischen den einzelnen Temperaturregimen bei der Oxidation nicht ganz korrekt modelliert sind und dass eventuell die Korrelationen noch weiter verbessert werden müssen. Nichtsdestotrotz bildet das neue Modell das Oxidationsverhalten von FeCrAl gegenüber Zirkonium adäquat ab.

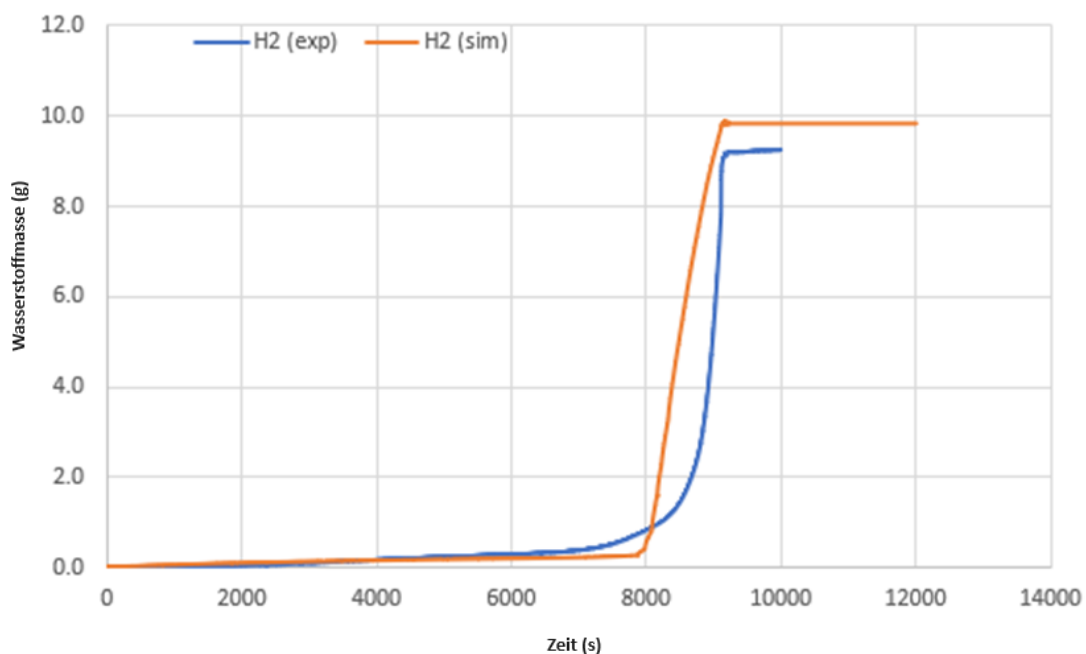


Abb. 5.2 Vergleich der gemessenen und simulierten Wasserstoffmengen beim Q-19 Experiment /KIM 21/

Andere relevante Systemcodes, wie ASTEC und MELCOR, benutzen eine ähnliche Logik für die Berechnung der Oxidation für FeCrAl, nur werden andere Konstanten für die Bestimmung der Oxidationsrate verwendet. Die Unterschiede ergeben sich aus der Tatsache, dass die Codes in unterschiedlichen Abständen angepasst werden und daher nicht immer den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) widerspiegeln. Des Weiteren ist die Beschreibung der Oxidation sehr komplex und wird noch aktiv erforscht. Dies hat zur Folge, dass die Ergebnisse der Simulation mit FeCrAl noch Unsicherheiten aufweisen. Diese wurden in Vergleichsrechnungen zum QUENCH-19 Experiment aufgezeigt /HOL 22/, /GAB 21/.

Die fehlende Modellanpassung für Ballooning von FeCrAl-Hüllrohren hat einen kleinen Effekt auf den Unfallablauf. Wie in den Experimenten in /KAN 20/, /BEL 21/ gezeigt wurde, dehnt sich das FeCrAl-Hüllrohr während der Aufheizung weniger aus, wodurch die Strömung des Kühlmittels kaum beeinflusst wird.

Das Fehlen der Modelle für die Berechnung des Berstens des FeCrAl-Hüllrohrs kann den Startzeitpunkt der Freisetzung der Spaltprodukte beeinflussen. Bei Unfällen, bei denen der Kern bereits weitgehend zerstört und verlagert ist, wird davon ausgegangen, dass der geänderte Startzeitpunkt der Freisetzung kaum Einfluss auf die radiologischen Konsequenzen hat. Der Startzeitpunkt des Berstens beeinflusst den Mechanismus der Freisetzung nicht, er verschiebt die Freisetzung nur zeitlich. Wenn man annimmt, dass der Kernbrennstoff bei der Verwendung von FeCrAl nicht geändert wird, sind die Modelle für die Freisetzung in diesem Fall auch adäquat anwendbar.

Bei der Freisetzung von Spaltprodukten werden, die im Spalt während des Betriebs angesammelten Gase und Elemente, die durch Diffusion aus dem Pellet während der Transienten freigesetzt werden, berücksichtigt. Die Verlagerung der Spaltprodukte wegen Schmelzebildung wird nicht als Freisetzung betrachtet. Folgende Elemente können simuliert werden: Xe, Kr, I, Cs, Rb, Br, Te, Se, Ag, Ba, Sr, Ru, Pm, Sm, Eu, Gd, Nb, Nd, Pr, Ce, La, Y, Mo, Pd, Tc, Rh, Sb, Zr, Sn, Fe, Cr, Ni, Mn, Ni, Mn, In, Cd, U, Pu, Np, Am, Cm, Bk, Cf, Es sowie Strukturelemente aus Ag, In, Cd, Zr, Sn.

Die Freisetzung der angesammelten Spaltgase nach dem Bersten ist ein kurzer Prozess, danach wird die Freisetzung temperaturgetrieben durch Diffusion aus dem Pellet berechnet. Jedes der hier aufgelisteten Elemente hat seine spezifische Diffusionsrate, weswegen einige Elemente einfacher und schneller, andere langsamer freigesetzt werden (zum Beispiel sind Edelgase leichtflüchtig, Uran und Transurane sind schwerflüchtig). Die

Korrelationen zur Berechnung der Diffusion durch das Pellet stammen aus dedizierten Datenbanken von ORNL /LOR 95/. Bei unterschiedlichen Abbränden werden leicht unterschiedliche Korrelationen für die Diffusion verwendet. Die Freisetzung wird nur aus intaktem Material berechnet, eine Freisetzung, nachdem das Material geschmolzen ist, wird wegen fehlender Modelle nicht berechnet.

Modelle für Materialinteraktionen im unteren Plenum sind generell nicht in ATHLET-CD/AC2 enthalten. Die Materialinteraktionen im unteren Plenum können die Dicke der Metallschicht im Schmelzepool beeinflussen, was wiederum Auswirkungen auf das Versagen des RDB hat. Im Detail bedeutet das, dass durch die niedrigere Dichte metallischer Schmelze im Vergleich zu keramischer Schmelze, die metallische auf der keramischen Schmelze schwimmt. Aufgrund der hohen Wärmeleitfähigkeit der Metalle wird die von unten kommende Wärme durch die metallische Schmelzschicht an die RDB-Wand abgeführt. Ist diese Schicht sehr dünn, dann wird die eingetragene Wärme an eine kleine Oberfläche der RDB-Wand geleitet, welche aufgrund der hohen Energiedichte versagen kann. Dies wird als Focusing Effect bezeichnet /KRE 08/.

FeCrAl-Hüllrohre weisen eine größere Neutronenabsorption auf als Zirkonium-Hüllrohre. Diese Eigenschaft kann trotz der vorgenommenen Anpassung der Hüllrohrwandstärke einen Einfluss auf die Zusammensetzung des Spaltproduktinventars haben und dadurch auf die Spaltproduktfreisetzung (Quellterm). Diese Unterschiede werden aktuell in den Modellen nicht berücksichtigt.

Durch die zuvor dargestellten Modelländerungen kann ATHLET-CD/AC2 für Simulationen von Unfällen in Reaktoren mit FeCrAl-Hüllrohren genutzt werden. Die Modelle weisen – wie oben beschrieben – noch Lücken auf und sind mit Unsicherheiten behaftet, sind aber ausreichend, um erste Aussagen zu den Effekten von FeCrAl auf Unfallabläufe treffen zu können. Mit dieser Entwicklerversion von ATHLET-CD/AC2 (basierend auf der offiziellen ATHLET-CD Version 3.4) wurden die Unfälle von TMI-2 und Fukushima Daiichi Block-2 nachgerechnet, jeweils einmal mit dem Zirkonium-Hüllrohr und einmal mit dem FeCrAl-Hüllrohr. Die Entwicklerversion wurde von der GRS erstellt und wird für weitere Arbeiten und Forschungen aktuell weiterbearbeitet. Die restlichen Modelle des Codes, die für FeCrAl nicht geändert wurden, sind in /SCH 23/, /LOV 23/ und /KLE 23/ zu finden.

5.3 Unfallsimulationen

Für die Nachrechnung der Unfälle im Kernkraftwerk von TMI-2 und von Fukushima Daiichi Block-2 wurden jeweils zwei Simulationen durchgeführt: Eine mit einem Zirkonium-Hüllrohr, so wie es auch im Unfall die Materialzusammensetzung des Kerns war, und eine mit einem FeCrAl-Hüllrohr. Für die Analysen wurde der existierende ATHLET-CD/AC2 TMI-2 und Fukushima Daiichi Block-2 Datensatz verwendet.

In den nachfolgenden Kapiteln werden eingangs kurz die Verläufe der Unfälle beschrieben, bevor deren Simulation und die dafür verwendeten Datensätze beschrieben, ausgewertet und diskutiert werden.

5.3.1 Nachrechnung des TMI-2-Unfalls

5.3.1.1 Kurzdarstellung des TMI-2-Unfallverlaufs

Am 28. März 1979 ereignete sich im Block 2 des Kernkraftwerks Three Mile Island in den USA ein Unfall (INES 5), bei welchem es zu einer partiellen Kernschmelze kam, in deren Verlauf etwa ein Drittel des Reaktorkerns fragmentiert wurde oder geschmolzen ist. Der Unfall wurde ausgelöst, als Ventile in der Kondensat-Reinigungsanlage durch Harz verstopft wurden. Die Versuche, die Verstopfung zu lösen, führten zum Verlust des Speisewassers der beiden Dampferzeuger, was eine Turbinenabschaltung nach sich zog. Das Notspeisewassersystem war nach einer Instandhaltungsmaßnahme unverfügbar, da Ventile versehentlich geschlossen blieben. Wegen fehlender Wärmeabgabe in den Sekundärkreislauf und andauernder Wärmeproduktion im Kern stieg der Druck im Primärsystem an, wodurch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wurde. Aufgrund der Nachzerfallswärme und des dadurch steigenden Drucks öffneten die Sicherheits-Abblaseventile am Druckhalter, schlossen jedoch nicht wieder bei Erreichen des entsprechenden Drucks. Während der Druck im Primärkreislauf wegen des offenen Abblaseventils stetig sank, entwickelten sich Dampfblasen im oberen Teil des Reaktor-druckbehälters, was zur Wasserverdrängung in den Druckhalter führte. Da der Druckhalterfüllstand dadurch weiterhin im normalen Bereich lag, wurde angenommen, das System habe ausreichend Kühlmittel und die Notkühlung des Kerns wurde gestoppt. Es kam zur Freilegung und zum Schmelzen des Kerns, wobei sich ein großer Teil des geschmolzenen Kerns am Boden des RDB sammelte /BAN 18/, /BAS 21/.

5.3.1.2 TMI-2 Datensatz

Für die Analysen wurde der existierende TMI-2 Datensatz verwendet, der auch für die Validierung von ATHLET-CD benutzt wird. Eine detaillierte Beschreibung des Datensatzes wird in /HOL 23/ gegeben, hier werden nur die wichtigsten Charakteristiken des Datensatzes erläutert.

Der Eingabedatensatz von ATHLET-CD basiert auf dem Datensatz, der für die von der OECD/NEA organisierten Benchmark-Übung verwendet wurde /NEA 15/. Das Eingabedeck besteht aus dem RDB, den beiden Kühlmittelkreisläufen A und B mit den Dampferzeugern, vier kalten Strängen mit Hauptkühlmittelpumpen, vier Hochdruckeinspeisungen, die mit den kalten Strängen verbunden sind, und einem Ablassventil in Kreislauf A1 sowie dem Druckhalter mit der Druckstoßleitung, die mit dem heißen Strang von Kreislauf A verbunden ist, den Heizern, der Sprühleitung und dem Pilot-Operated-Relief-Valve (PORV). Der RDB besteht aus dem Downcomer, dem unteren und oberen Plenum, dem Kernbereich und dem Kernbypass.

Der Kern wird durch fünf konzentrische Ringe mit 22 axialen Nodes (20 innerhalb des aktiven Kernbereichs) und mit Querströmungsverbindungen modelliert, um Strömungsablenkungen aufgrund von Brennstabdeformation und Blockadebildung durch das Wiedererstarren geschmolzener Materialien zu ermöglichen. Die vier inneren Kernringe enthalten Brennstoff und AIC-Steuerstäbe. Der fünfte Kanal enthält keine Stäbe und ist so definiert, dass eine vollständige Blockierung des Kernflusses im Falle einer starken Schmelzeverlagerung vermieden wird. Er stellt den Bereich zwischen der Kernummantelung und den äußersten Brennelementen dar. Die Sekundärseite wurde vereinfacht modelliert und besteht nur aus den Sekundärseiten der Dampferzeuger. Die geometrischen Daten, die Materialeigenschaften, die axiale und radiale Kernleistungsverteilung und die Randbedingungen (Sekundärdruck, Speisewasser-Hilfsdurchfluss, Nachspeise- und Ablassdurchfluss) basieren auf den Inhalten der TMI-2 Berichte /GOL 86/, /MCC 87/.

Für den Zirkonium-Fall wurde der Datensatz unverändert benutzt, da beim realen Unfall der Kern auch aus Brennstäben mit Zirkonium-Hüllrohren bestand. Für die Simulation, bei der FeCrAl als Hüllrohrmaterial genutzt wird, wurden folgende Anpassungen getätigt:

- Die Hüllrohrwandstärke wurde um 0,3 mm reduziert und der Pelletradius wurde um 0,3 mm erhöht, um die höhere Neutronenabsorption von FeCrAl zu kompensieren, allerdings wurde die thermische Leistung des Kerns nicht geändert. (Die

Geometrieänderungen basieren auf den Geometrieanpassungen des QUENCH-19 Experiments gegenüber dem QUENCH-15 Experiment).

- Die Schmelztemperatur für FeCrAl wurde auf 1.500 °C eingestellt.
- Die Materialeigenschaften (Wärmeleitfähigkeit, Wärmekapazität, Dichte, Schmelzpunkt) von FeCrAl wurden angepasst (siehe Anhang Tab. A.1 bis Tab. A.6. Die verwendeten Werte basieren auf den QUENCH-19 Experimenten).
- Wegen fehlender Modelle wurden die Phänomene von Ballooning und Bersten vernachlässigt.
- Für den Start der Freisetzung der Spaltprodukte wurde statt der Berechnung des Berstens ein Temperaturkriterium definiert. Bei Hüllrohrtemperaturen von mehr als 900 °C wird eine Undichtheit des Hüllrohrs angenommen. Die minimale Temperatur, ab der die Freisetzung bei einem Zr-Hüllrohr berücksichtigt werden soll, ist ebenfalls 900 °C /LOV 23a/, der Wert wurde für FeCrAl auch benutzt, da sich durch die Auswahl des Temperaturwerts lediglich der Startzeitpunkt der Freisetzung ändert. Der Einfluss des Startzeitpunktes auf den Unfallablauf ist jedoch gering. Im Kapitel 5.4 wird dies noch diskutiert.
- Das FeCrAl spezifische Oxidationsmodell wurde aktiviert.
- Die Kontrollstäbe bestehen weiterhin aus nicht ATF-Materialien. Accident tolerant control rod (ATCR) war nicht im Fokus dieser Untersuchung.

Die Änderungen sind in der nachfolgenden Tab. 5.1 zusammengefasst.

Tab. 5.1 Die in den Simulationen verwendeten Parameter für den Zr- und FeCrAl-Fall

	Zr-Hüllrohr	FeCrAl-Hüllrohr
Hüllrohrwandstärke	0,67 mm	0,37 mm
Pelletradius	4,681 mm	4,981 mm
Schmelzpunkt	1.977 °C	1.500 °C
Bersten	Modellberechnung	ab 900 °C
Materialinteraktion	UO ₂ -Zr	UO ₂ -FeCrAl

Um die Effekte von FeCrAl auf den Unfallablauf bewerten zu können, wurde zuerst die Rechnung mit einem Zirkonium-Hüllrohr durchgeführt. Die Ergebnisse werden nachfolgend vorgestellt.

5.3.1.3 Ergebnisse der Simulationen

Abb. 5.3 zeigt den gemessenen (schwarz) und simulierten (blau) Druckverlauf während des TMI-2 Unfalls. Der Druckverlauf eignet sich als Vergleichsparameter zwischen gemessenen und simulierten Werten, da es einerseits zuverlässige Messwerte gibt und andererseits der Druck als ein integraler Wert Informationen über den Kernzustand liefert. Der Vergleich der simulierten Werte mit den gemessenen zeigt, dass für die Standardmaterialien (Zirkonium-Hüllrohr) der Unfall adäquat abgebildet werden kann. In den ersten 140 Minuten bis zum Kühlmittelverlust unterscheiden sich die simulierten und gemessenen Werte kaum. Nach dem Schließen des PORV kommt es zu ersten Abweichungen. Der Druckanstieg nach dem Schließen des PORV ist in der Simulation überschätzt. Dies zeigt sich besonders an einem Peak zum Zeitpunkt, an dem die Pumpe wieder eingeschaltet wird und Wasser in den Kern gelangt und der Kern gequenchet wird. Nach diesem Peak sinken die simulierten Druckwerte und nähern sich schnell den gemessenen Werten an. Bis zu dem Zeitpunkt, an dem sich die Schmelze in das untere Plenum verlagert, folgen die simulierten Druckwerte den gemessenen gut. Da Modelle zur Berechnung der Fragmentierung in ATHLET-CD fehlen, kann der rapide Druckanstieg nach der Schmelzeverlagerung nicht abgebildet werden. Eine detaillierte und vollständige Validierung ist in /HOL 23/ zu finden.

Damit wurde gezeigt, dass ATHLET-CD mit dem existierenden TMI-2 Datensatz die Phänomene adäquat abbilden kann. Dies bedeutet wiederum, dass, wenn die Simulation mit einem FeCrAl-Hüllrohr einen abweichenden Verlauf abbildet, der Grund dafür die geänderten Eigenschaften des Hüllrohres und die damit verbundenen Modellannahmen sind und nicht die Güte des Datensatzes.

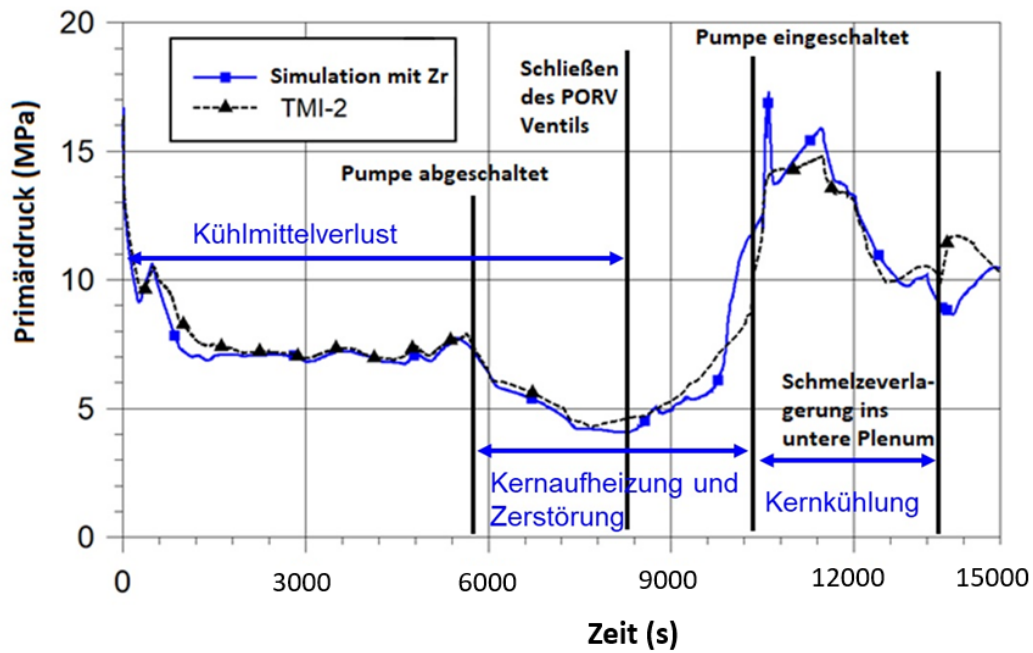


Abb. 5.3 Druckverlauf im Primärkreislauf von TMI-2 während des Unfalls

Welchen Einfluss die Verwendung eines FeCrAl-Hüllrohrs auf den Unfallverlauf hat, ist in Abb. 5.4 dargestellt. Zu Beginn des Unfalls unterscheiden sich die Werte für den Primärkreisdruck in der Zirkonium- und FeCrAl-Simulation praktisch nicht. Auch wenn es Unterschiede in den Materialeigenschaften, wie zum Beispiel Dichte, Wärmeleitfähigkeit usw., gibt, beeinflussen diese am Anfang des Unfalls die Prozesse kaum. Ab 140 Minuten nach Unfallbeginn ändert sich das Druckverhalten.

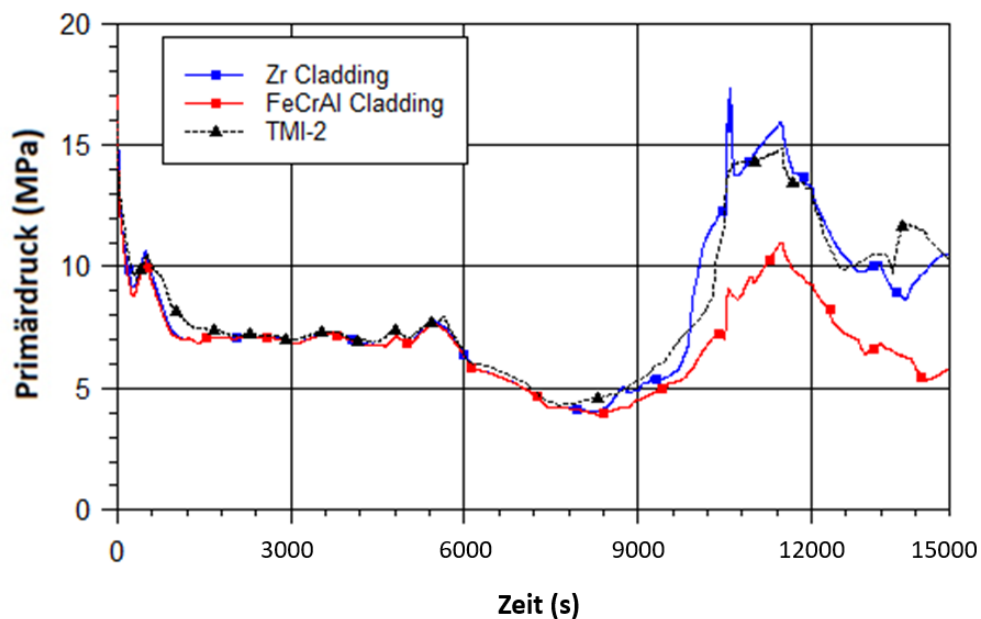


Abb. 5.4 Druckverlauf im Primärkreislauf von TMI-2 während des Unfalls

Der Grund dafür ist das veränderte Oxidationsverhalten des FeCrAl-Hüllrohrs. Abb. 5.5 zeigt die erzeugte Wasserstoffmenge in beiden Fällen. Im FeCrAl-Fall wird kaum Wasserstoff erzeugt, was auf die deutlich reduzierte Oxidation der Brennstäbe zurückzuführen ist. Dadurch entsteht weniger nicht kondensierbares Gas und es wird auch weniger Wärme im Kern erzeugt. Beides führt dazu, dass der Druck im FeCrAl-Fall nicht so stark ansteigt und deutlich niedrigere Werte aufweist.

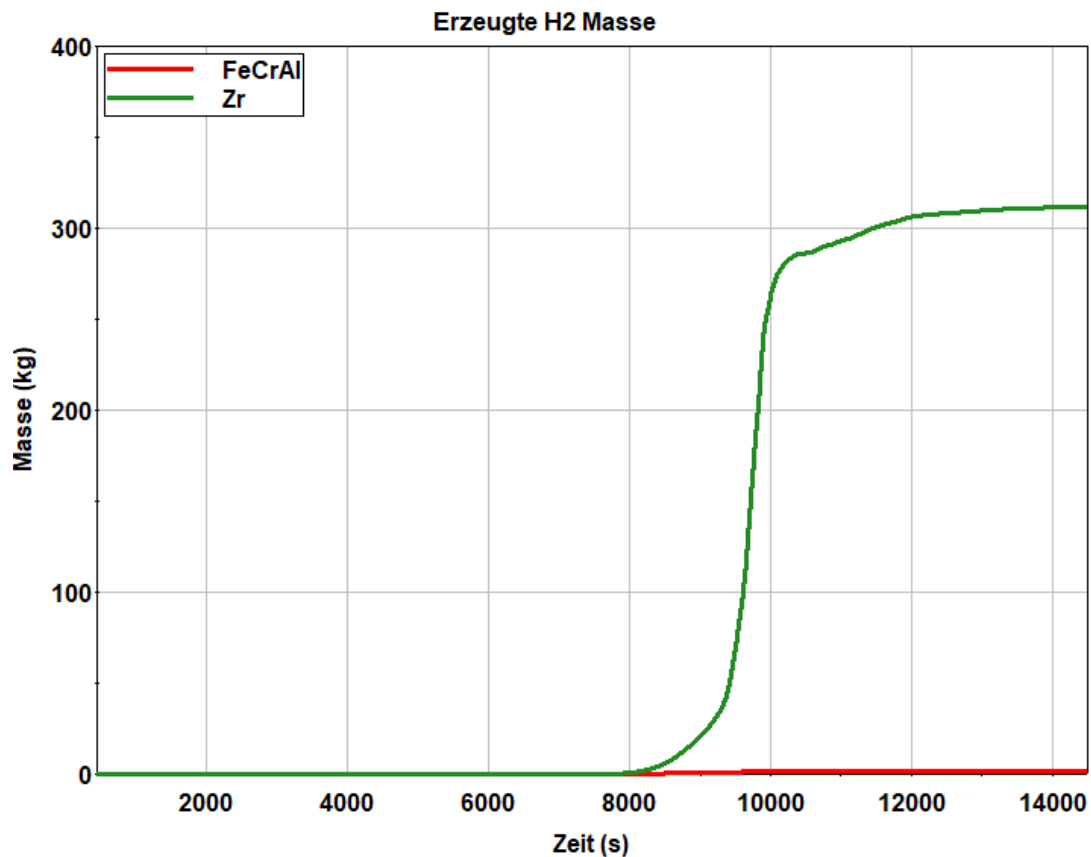


Abb. 5.5 Entwicklung der erzeugten Wasserstoffmengen

In Abb. 5.6 ist die Menge an erzeugtem Wasserstoff noch einmal separat für den FeCrAl-Fall dargestellt. Es ist ersichtlich, dass es auch hier zur Oxidation kommt aber mit deutlich geringeren Ausmaßen. Bei der Verwendung eines Zirkonium-Hüllrohrs wurden ungefähr 320 kg Wasserstoff erzeugt, mit einem FeCrAl-Hüllrohr nur 1,8 kg.

Wie bereits erwähnt, führt die verringerte Oxidation dazu, dass weniger chemische Energie erzeugt wird und deswegen die Kerntemperaturen im FeCrAl-Fall nicht so stark ansteigen. Abb. 5.7 zeigt die Entwicklung der Temperatur an der heißesten Stelle des Kerns. Die Temperaturen erreichen bei Verwendung eines FeCrAl-Hüllrohrs einen Maximalwert von knapp 1.200 °C, wohingegen die Temperaturen im Zirkonium-Fall auf

mehr als 2.200 °C ansteigen. Der plötzliche Abfall der Temperatur auf 0 °C für das Zirkonium-Hüllrohr deutet darauf hin, dass der Brennstab, in dem die Temperatur in der Simulation berechnet wurde, schmilzt.

Kurz vor 11.000 s wird der Kern wieder geflutet, weswegen im FeCrAl-Fall die Brennstäbe wieder einen gekühlten Zustand erreichen und die Oxidation völlig gestoppt wird.

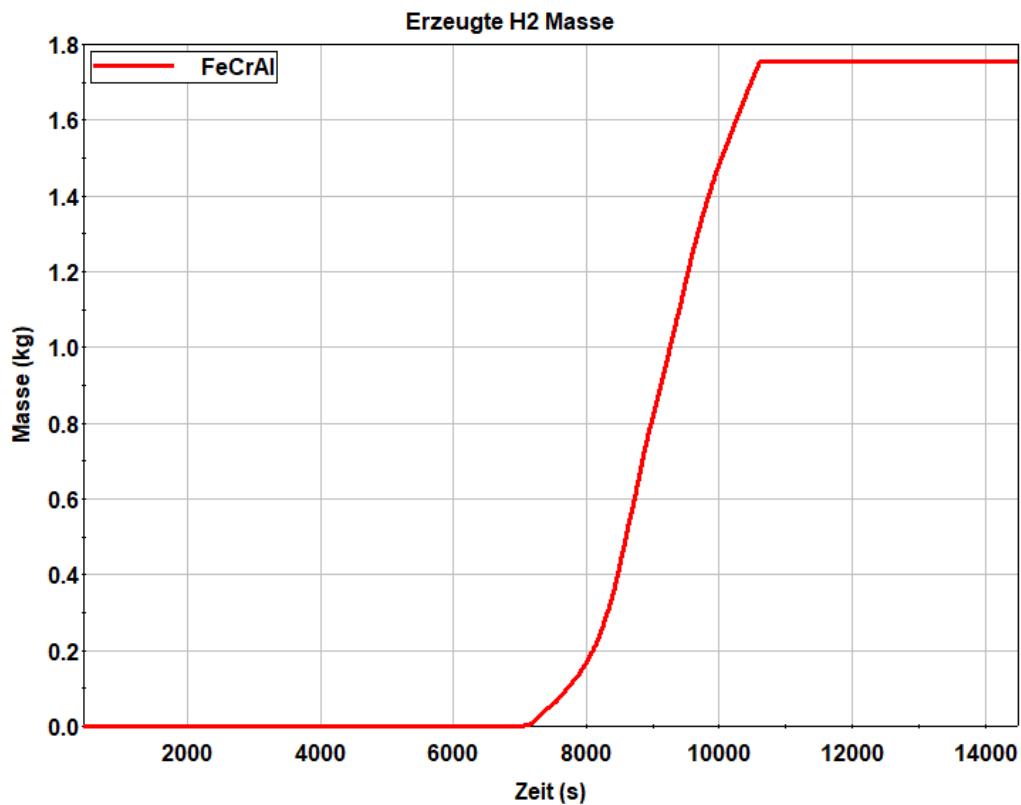


Abb. 5.6 Entwicklung der erzeugten Wasserstoffmenge beim FeCrAl-Fall

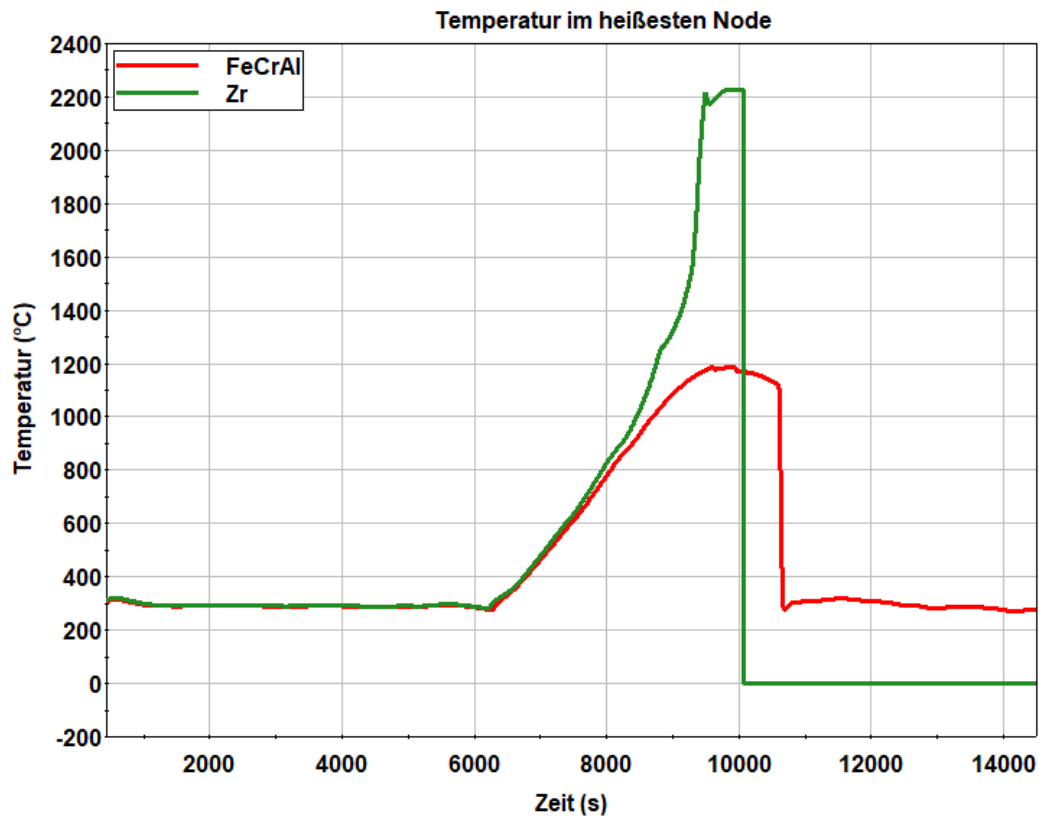


Abb. 5.7 Entwicklung der Temperatur in der wärmsten Zone

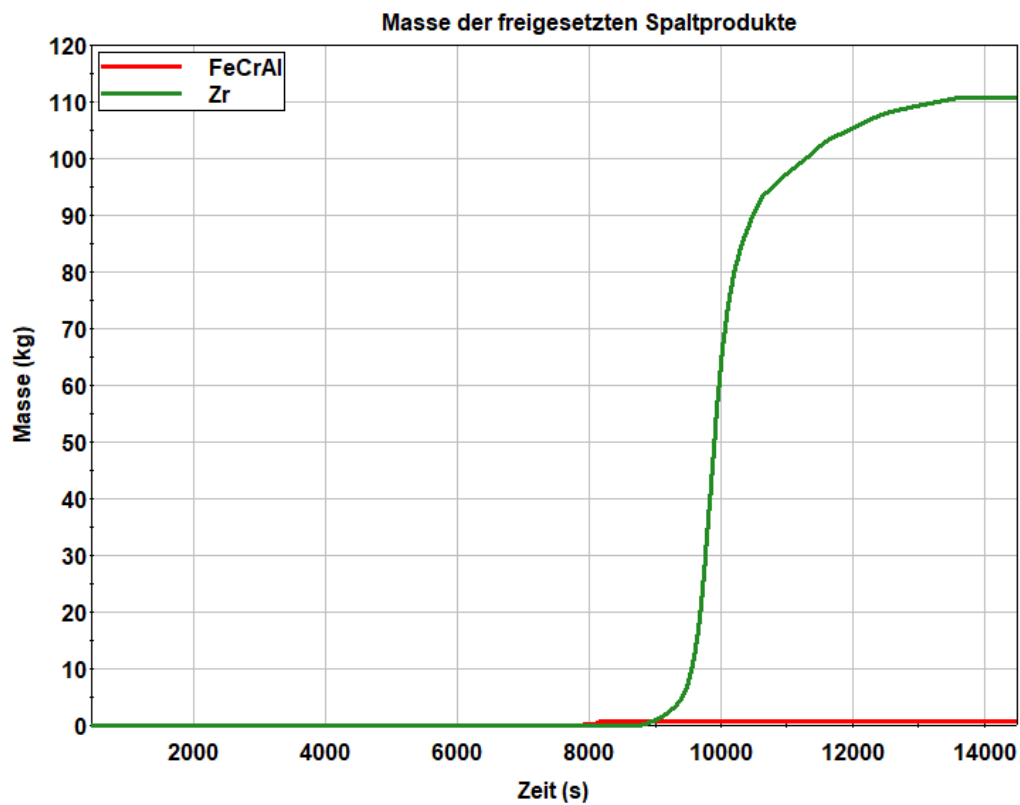


Abb. 5.8 Entwicklung der freigesetzten Spaltproduktmassen

Der Temperaturanstieg bis auf 1.200 °C im FeCrAl-Fall ist nicht ausreichend, um die Brennstäbe stark zu oxidieren oder sie zum Schmelzen zu bringen, aber hoch genug, um Spaltprodukte freizusetzen. Es bildet sich kein FeO, da die Oxidation von Eisen erst ab 1.648 K berechnet wird und somit das Hüllrohr auch nicht mit dem Brennstoff reagieren kann. Da auch die Spaltprodukt-Freisetzung temperaturabhängig ist, ist die Menge an freigesetzten Spaltprodukten im Vergleich zum Zr-Fall sehr gering. In Abb. 5.8 ist die Entwicklung der Massen aller freigesetzten Spaltprodukte dargestellt. Während der Einsatz eines Zirkonium-Hüllrohrs zur Erzeugung von ~110 kg an Spaltprodukten führt, werden im FeCrAl-Fall nur 0,8 kg freigesetzt. Auch hier zeigt sich, dass durch die Verwendung von FeCrAl-Hüllrohren die Unfallfolgen in der Simulation mit den vorher erwähnten Annahmen und Modelllücken, signifikant minimiert werden können.

Allerdings beginnt die Freisetzung im FeCrAl-Fall circa 1.600 Sekunden früher, 7.724 s nach dem Unfallbeginn, im Zr-Fall erst 9.394 s nach dem Unfallbeginn. Dieser berechnete Zeitpunkt ist jedoch mit viel Unsicherheit versehen, da für FeCrAl keine Burst Modelle existieren und ein reines Temperaturkriterium für die Freisetzung angesetzt wurde. Im Gegensatz zu Zr-Hüllrohren dehnt sich das FeCrAl-Hüllrohr laut Erfahrungen in /KAN 20/, /BEL 21/ nicht stark aus und daher wird der Kühlkanal auch nicht verengt. Deswegen hat das Fehlen der Burst Modelle nur einen Einfluss auf den Startpunkt der Freisetzung. Um die Freisetzung im FeCrAl-Fall auch starten zu können, wird eine Brennstabundichtheit ab 900 °C angenommen. Bei dieser Temperatur ist davon auszugehen, dass der Innendruck im Brennstab so groß sein wird, dass sich in der Hüllrohrwand Risse bilden, wodurch Spaltgase entweichen können. Im Zr-Fall wird das Versagen des Brennstabs in Abhängigkeit von Temperatur und Druck sowie Deformation berechnet. Trotz des früheren Versagens des FeCrAl Brennstabs ist die gesamte freigesetzte Menge an Spaltprodukten deutlich geringer als im Zr-Fall. Die Erklärung dafür ist, dass beim FeCrAl-Fall niedrigere Temperaturen erreicht werden, und dadurch die freigesetzten Massen geringer sind.

5.3.2 Nachrechnung des Unfalls im Fukushima Daiichi Block-2

5.3.2.1 Kurzdarstellung des Unfallverlaufs im Fukushima Daiichi Block-2

Am 11. März 2011 ereignete sich das Tohoku-Erdbeben, ein Seebeben, das einen Tsunami auslöste. Durch das Erdbeben fiel die externe Stromversorgung von Block 2 aus, so dass auf Notstromversorgung umgeschaltet wurde. Die Nachzerfallsleistung wurde durch Verdampfung aus dem RDB in die Kondensationskammer abgeführt und

das Kühlmittel wurde durch das Hochdruck-Nachspeisesystem ersetzt. Der durch das Erdbeben ausgelöste Tsunami führte zum Verlust der Notstromversorgung und der Nebenkühlwasserpumpen. Dadurch fiel unter anderem die Brennelement-Lagerbeckenkühlung aus. Die Kühlung des RDB wurde zuerst durch das dampfbetriebene Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC-System) übernommen, bis dieses ebenfalls ausfiel, wobei die Ursache dafür nicht bekannt ist.

Als Konsequenz sank der Füllstand im RDB, was zur Freilegung des Kerns führte. Es wurde noch eine Druckentlastung des RDB durchgeführt und von außen mit Diesel-betriebenen Pumpen eine alternative Einspeisung vorgenommen. Trotz der Anstrengungen sank der Füllstand des RDB dauerhaft ab und die Brennelemente begannen zu schmelzen /BAN 18/, /BAS 21/.

5.3.2.2 Fukushima Daiichi Block-2 Datensatz

Auch für diese Analysen wurde ein existierender Datensatz als Basis genommen, der im Rahmen eines BSAF-Projektes (Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, /BAN 18/) entwickelt wurde.

Der Datensatz besteht aus zwei Teilen, die miteinander gekoppelt sind und als Input für eine gekoppelte ATHLET-CD/COCOSYS-AC2 Simulation dienen. Der erste Teil beschreibt die Strukturen und Ereignisse im Kühlkreislauf:

Aus dem Kern strömt das Dampf-Wasser-Gemisch durch das obere Plenum in den Eintritt des Dampf-Wasser-Abscheiders. Hier wird das eintretende Gemisch in die Fluid- und Dampfphase separiert. Der Dampf wird dann durch den Dampftrockner geleitet, über dem sich der Dampfdom befindet. Aus diesem kann der Dampf in die vier Frischdampfleitungen strömen, die ebenso separat modelliert wurden, wie die an die vier Frischdampfleitungen angeschlossenen jeweils zwei Sicherheits- und Entlastungsventile (S&E-Ventile). Da der Ansprechdruck der Ventile gestaffelt eingestellt ist, öffnen nur einzelne Ventile. Bei nicht verfügbarer Spannungsversorgung werden die Ansprechwerte unterschiedlich stark hochgesetzt. Das Wasser, das im Wasserabscheider anfällt, strömt nach unten in den Rückströmraum, in welchem es sich mit dem Speisewasser vermischt. Im unteren Bereich des Rückströmraums ist dieser in zwei parallele Thermofluidobjekte unterteilt; dadurch können Konvektionsprozesse besser simuliert werden. Die Reaktoren in Fukushima sind, im Unterschied zu deutschen Siedewasserreaktoren (SWR), die interne Zwangsumwälzpumpen besaßen, mit externen Umwälzpumpen ausgestattet, die

über die so genannten Umwälz- oder Treibwasserschleifen zusammen mit den Jetpumpen für den Zwangsumlauf sorgen. Aus dem unteren Bereich des Rückströmraums wird das Wasser durch die externen Umwälzpumpen angesaugt. Die hohe Geschwindigkeit des Treibmediums beim Eintritt in die Jetpumpen erzeugt nach dem Gesetz von Bernoulli einen Unterdruck, der Wasser am oberen Teil der Jetpumpen ansaugt. Diese enden im unteren Plenum; von hier strömt das Medium durch die dafür vorgesehenen Öffnungen in den Steuerstabführungsrohren und somit in den Kern. Die thermohydraulische Nodalisierung des Kerns besteht aus vier Kernkanälen, die den Raum innerhalb der Brennelementkästen beschreiben. Dazu kommen vier Bypässe, welche den Raum außerhalb der Brennelementkästen simulieren, in welchem sich die Steuerstäbe im abgeschalteten Zustand befinden. Axial besteht jeder Kernkanal aus 26 Kontrollvolumen. Kommt es bei der Kernzerstörung zum Schmelzen der Brennelementkästen, werden automatisch Querverbindungen in der entsprechenden Höhe zwischen dem Bypass und dem entsprechenden Kernkanal geschaltet. Der Kern wurde in sechs Kernringe unterteilt, um die horizontale Verteilung der Brennelemente mit unterschiedlichem Abbrand genauer abbilden zu können. Innerhalb eines Ringes kann nur eine homogene Verteilung der Brennelementparameter angenommen werden. Die verwendete Nodalisierung ist schematisch in Abb. 5.9 dargestellt.

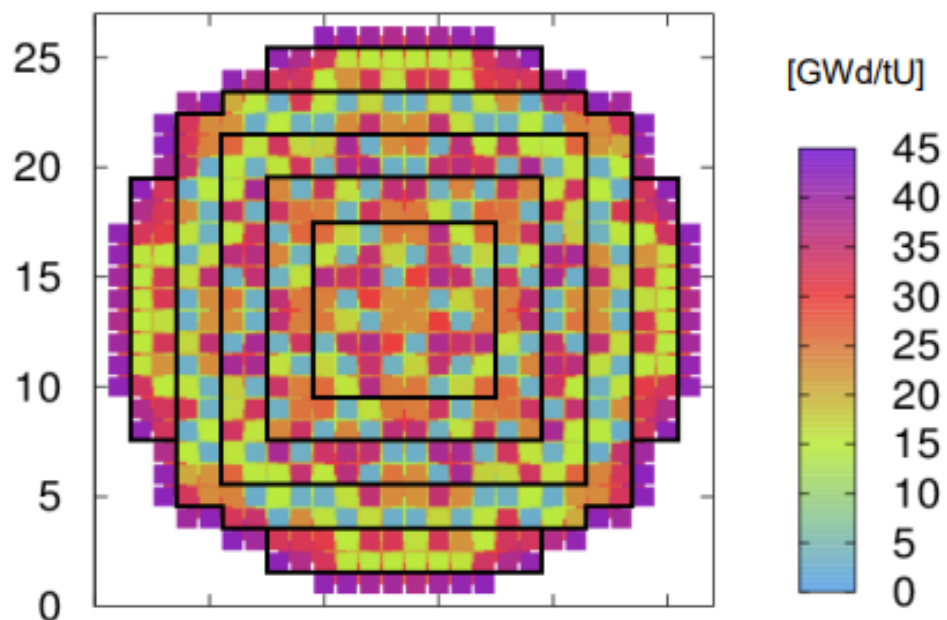


Abb. 5.9 Kernnodalisierung in ATHLET-CD/AC2

Der zweite Teil des Datensatzes stellt die Strukturen und Eigenschaften des Containers dar:

Die Druckkammer des Containments wird durch sieben Zonen plus je einer Zone für die acht Kondensationsrohre modelliert. Der Steuerstabantriebsraum ist durch die Tragstrukturen (Wände aus Beton) vom Containment abgetrennt und es gibt auf Bodenhöhe eine Öffnung zum unteren ringförmigen Bereich der Druckkammer sowie weiter oben eine Durchführung zum Transport von Steuerstabantrieben zum mittleren Bereich. Im Fall eines RDB-Versagens tritt die Kernschmelze zunächst in den Steuerstabantriebsraum aus und wird ggf. durch die Bodenöffnung weiter in die Druckkammer ausgetragen. Der untere Bereich der Druckkammer wird durch je zwei Zonen auf zwei Ebenen abgebildet. Die beiden unteren Zonen sind mit je vier Lüftungsleitungen (Ventlines) verbunden. Der obere Bereich der Druckkammer beinhaltet den RDB-Deckel und wird durch den Containment-Deckel abgeschlossen. Darüber hinaus besteht der Containment-Deckel aus Stahl ohne Isoliermaterial, so dass Wärme direkt in den Flutraum abgestrahlt werden kann. Die Nodalisierung des Torus besteht aus zwei Schichten und jeweils acht Sektoren, um eine thermische Schichtung innerhalb des Torus sowie die lokale Einspeisung von Dampf über das RCIC (Reactor Core Isolation Cooling System – Niederdruck-Notkühlsystem), HPCI (High Pressure Core Injection – Hochdruck-Einspeisesystem) und die arbeitenden S&E-Ventile berechnen zu können. Im Reaktorgebäude wird der untere Bereich in 20 Räume aufgeteilt. Im oberen Bereich oberhalb des Flurs des BE-Beckens wurden insgesamt elf Ebenen modelliert, und auch entsprechende „Plume-Bereiche“, die den Aufstieg von Gasen simulieren, die über Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter oder andere lokale Stellen (Treppenhäuser) aus dem unteren Reaktorgebäude in den offenen Raumbereich eingetragen werden. Damit sollen mögliche Gasstratifikationen simuliert werden, die im Zusammenhang mit den beobachteten Zerstörungen durch die Wasserstoffexplosionen wie auch in Block 3 vermutet werden. Eine derart aufwändige Nodalisierung der Gebäude ist erforderlich, um auch die Aerosolvorgänge detailliert abbilden zu können. Im größten Raum im Kellergeschoss des Reaktorgebäudes befindet sich der Torus. Da der Torus aus Stahl aufgebaut ist, ist der Wärmetransfer über diese große Oberfläche von erheblicher Bedeutung. In jeder der vier Ecken des Torusraums befindet sich ein Treppenhaus (mit Türen), das in das Erdgeschoss und weiter nach oben führt. Die Treppenhäuser und der Raum des HPCI- und RCIC-Systems auf der linken Seite haben Drainageverbindungen zum Torusraum, so dass sich der Wasserlevel in diesen Räumen egalisiert. In Folge des Tsunamis ist Wasser in den Torusraum von Block 2 gelaufen und hat den Torus zusätzlich von außen gekühlt. Eine detaillierte Beschreibung des Datensatzes kann in /BAN 18/ gefunden werden.

Trotz der Tatsache, dass sich der Unfall im Jahr 2011 ereignete, gibt es nach wie vor einige ungeklärte Fragen bezüglich des Unfallablaufes. Deswegen wird der Original Input Deck fortwährend angepasst, wenn entweder neue relevante Modelle in ATHLET-CD implementiert wurden oder wenn neue Erkenntnisse vom Zustand des Kernkraftwerkes bekannt werden. Mit dem als Basis genommenen Datensatz kann ein Großteil der beobachteten Ereignisse erklärt werden. Er dient daher als guter Vergleich zu dem FeCrAl-Fall. Für den Zirkonium-Fall wurde der Datensatz unverändert benutzt, da beim realen Unfall der Kern auch aus Brennstäben mit Zirkonium-Hüllrohren bestand. Für den Fall, bei dem FeCrAl als Hüllrohrmaterial genutzt wird, wurden die folgenden Anpassungen getätigt:

- Die Schmelztemperatur für FeCrAl wurde auf 1.500 °C eingestellt.
- Die Materialeigenschaften (Wärmeleitfähigkeit, Wärmekapazität, Dichte, Schmelzpunkt) von FeCrAl wurden angepasst (siehe Tab. A.1 bis Tab. A.6 im Anhang).
- Modelle für Ballooning und Bursting wurden ausgeschaltet, Hüllrohrversagen wird ab 900 °C angenommen.
- Das für FeCrAl spezifische Oxidationsmodell wurde aktiviert.
- Die Absorberblätter bestehen weiterhin aus nicht ATF-Materialien.
- Und für die Kanisterwände wurde FeCrAl benutzt.
- Die Gesamtleistung wurde nicht geändert.

Die Änderungen sind in der nachfolgenden Tab. 5.2 zusammengefasst.

Tab. 5.2 Geänderte Parameter zwischen Zr-Fall und FeCrAl-Fall

	Zr-Hüllrohr	FeCrAl-Hüllrohr
Hüllrohrwandstärke	0,67 mm	0,37 mm
Pelletradius	4,681 mm	4,981 mm
Schmelzpunkt	1.977 °C	1.500 °C
Bersten	Modellberechnung	ab 900 °C
Materialinteraktion	UO ₂ -Zr	UO ₂ -FeCrAl

5.3.2.3 Ergebnisse der Simulation

Einer der aussagekräftigsten Messwerte für die Beschreibung der relevanten Phänomene ist die Entwicklung des Drucks im Reaktordruckbehälter. Dieser ist in Abb. 5.10 mit einer blauen Linie dargestellt. Der orange Graph repräsentiert die simulierten Werte für den Zr-Fall und grau die Simulationsergebnisse für den FeCrAl-Fall. Bisher hat man zuverlässige Messwerte nur für den Druckverlauf, zu den anderen hier darzustellenden Größen gibt es keine direkten Messwerte. Deswegen werden nur die zwei Simulationen miteinander verglichen.

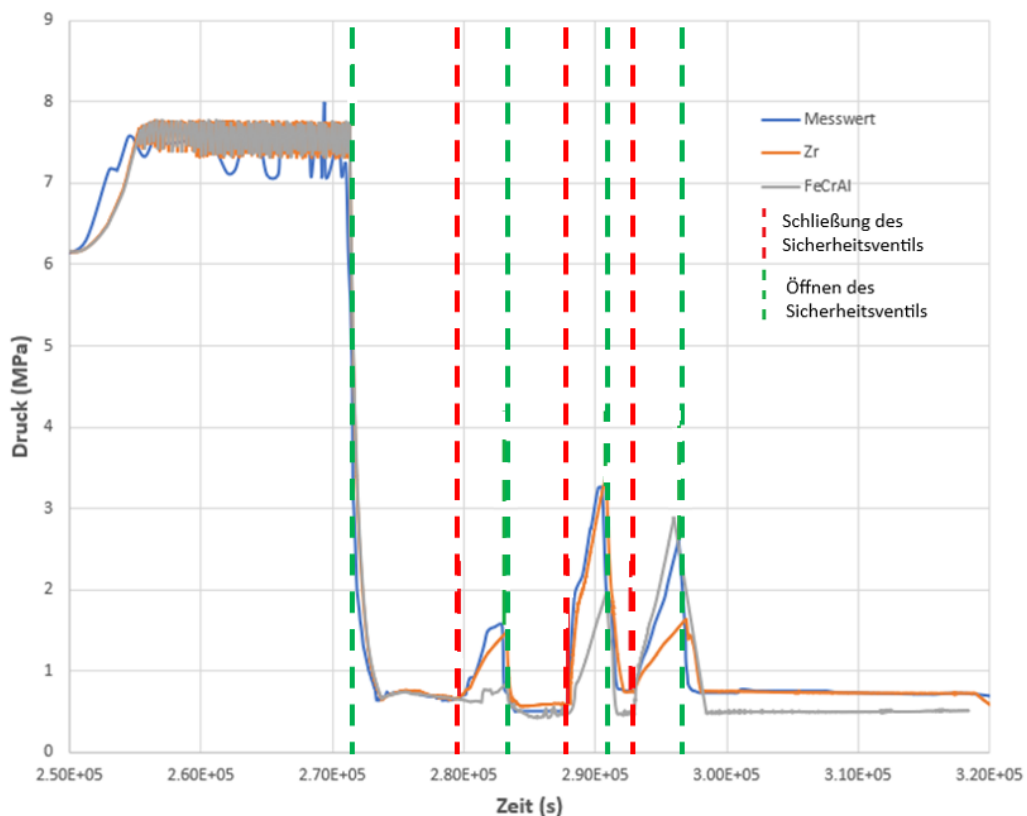


Abb. 5.10 Entwicklung des RDB-Drucks im Block-2 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi

In den ersten ~250.000 Sekunden des Unfalls nach dem Erdbeben ist der Kern noch durchgehend gekühlt und die Nachrechnung der verschiedenen Druckverläufe wurde wegen der Konditionierung des Kühlkreislaufes durchgeführt, um den simulierten Unfall mit Konditionen zu starten, die so nah wie möglich an den realen Konditionen liegen. Diese beinhalteten zahlreiche Ventilöffnungen/Schließungen und Einspeisungen. Im Zeitraum 0 – 250.000 s gibt es kaum Unterschiede zwischen den simulierten Druckergebnissen für den Zr- und den FeCrAl-Fall, da die geänderten Hüllrohreigenschaften bei niedrigen

Temperaturen kaum einen Einfluss auf den Unfallablauf haben. Aus diesem Grund sowie der Übersichtlichkeit halber, wird der Zeitraum 0 – 250.000 Sekunden nicht im Graph dargestellt.

Kurz vor 250.000 Sekunden fällt das RCIC-System und damit die Kühlmittel-Bespeisung aus, weswegen der Druck im RDB ansteigt. Dieser Anstieg wird durch das Öffnen des Sicherheits- und Entlastungsventils gestoppt. Mit kleineren Abweichungen zu den Originalmesswerten bilden beide Simulationen diese Phase des Unfalls gut ab und es zeichnet sich kaum ein Unterschied zwischen dem Zr-Fall und dem FeCrAl-Fall ab. Bei circa 270.000 Sekunden wird durch das Personal eine Druckentlastung vorgenommen. Ab circa 273.000 Sekunden wird sporadisch Wasser in den Kühlkreislauf gepumpt, in Abhängigkeit der Verfügbarkeit der Pumpen. Die Einspeiseraten der Pumpen hängen vom Systemdruck ab, das heißt je niedriger der Systemdruck, desto mehr Kühlmittel kann eingespeist werden. In Abb. 5.11 sind die Einspeiseraten für beide Fälle dargestellt. Anfänglich sind die eingespeisten Massenströme sehr ähnlich und beeinflussen den Ablauf des Unfalls kaum. Je unterschiedlicher jedoch der Gegendruck im Verlauf des Unfalls wird, desto größer werden die Unterschiede bezüglich der eingespeisten Kühlmittelmengen. Dies wird in Kapitel 5.4 später noch detaillierter analysiert.

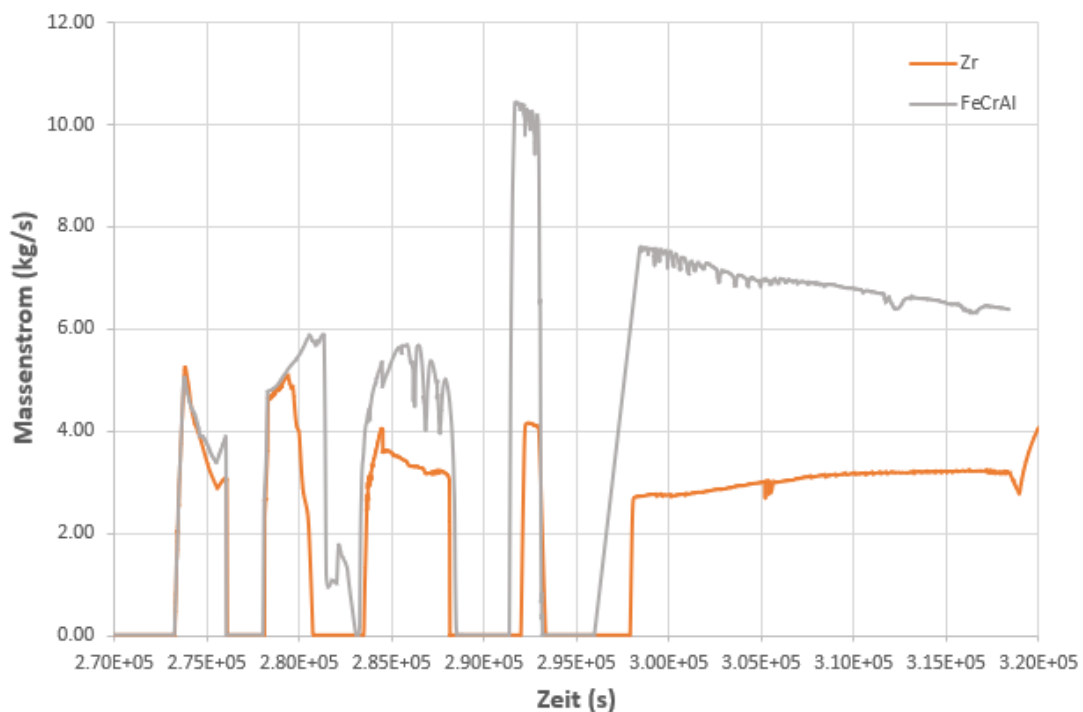


Abb. 5.11 Kühlmittel-Einspeiseraten der mobilen Pumpen für beide Fälle im Vergleich

Ab circa 276.000 Sekunden reicht der Wasserstand im Kern, trotz sporadischer Einspeisung, nur bis zur Kernunterkante, weswegen im Zr-Fall und bei der Simulation mit FeCrAl-Hüllrohr die Temperaturen ansteigen, was zur Oxidation des Hüllrohrs und damit zur H_2 -Produktion führt. Beim FeCrAl-Fall ist die H_2 -Bildung zu diesem Zeitpunkt noch minimal. In Abb. 5.12 ist die über die Zeit produzierte Wasserstoffmenge im Vergleich dargestellt. Aufgrund der entstehenden nicht kondensierbaren Gase und der produzierten chemischen Energie im Zusammenhang mit der Tatsache, dass zu diesem Zeitpunkt alle Sicherheits- und Entlastungsventile geschlossen waren, steigt der Druck im RDB im Zr-Fall wieder an. Dieser Druckanstieg ist allerdings beim FeCrAl-Fall nicht zu sehen (siehe Abb. 5.10), da aufgrund der niedrigeren Temperaturen hier kaum Oxidation stattfindet.

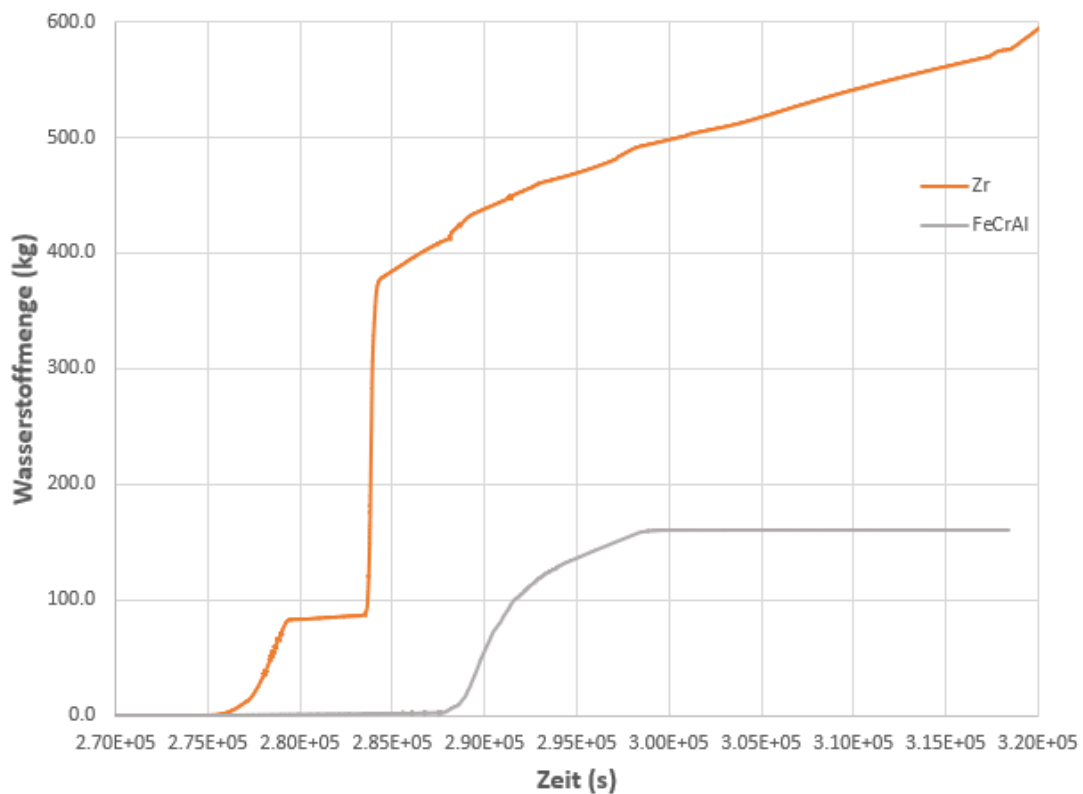


Abb. 5.12 Wasserstoffproduktion im Vergleich für den Zr- und FeCrAl-Fall

Circa 283.000 Sekunden nach dem Unfall wird das Sicherheits- und Entlastungsventil geöffnet, weswegen der Druck wieder fällt. Gleichzeitig gelangt frischer Dampf in den Kern, wodurch im Zr-Fall starke Oxidationsprozesse stattfinden, welche unter anderem dazu führen, dass zwischen 278.000 und 285.000 Sekunden der Kern mit Zirkonium-Hüllrohren stark zerstört wird. Im selben Zeitraum wird für den Fall mit FeCrAl-Hüllrohren aufgrund der geringeren Temperaturen noch keine Schmelze erzeugt. Abb. 5.13 stellt

die Entwicklung der Temperatur an der heißesten Stelle des Kerns dar. Es ist ersichtlich, dass die Temperatur im Zr-Fall aufgrund der durch die Oxidation erzeugten chemischen Energie viel schneller ansteigt und dass der Schmelzpunkt des Brennstabs erreicht wird. Der Abfall der Temperatur auf 0 °C markiert wieder den Zeitpunkt, an dem der Brennstoff geschmolzen ist und sich verlagert. Im FeCrAl-Fall erhöht sich die Temperatur dagegen langsamer und konstanter und erreicht auch nur eine maximale Brennstofftemperatur von 1.500 °C, weit unterhalb des Schmelzpunktes von UO_2 .

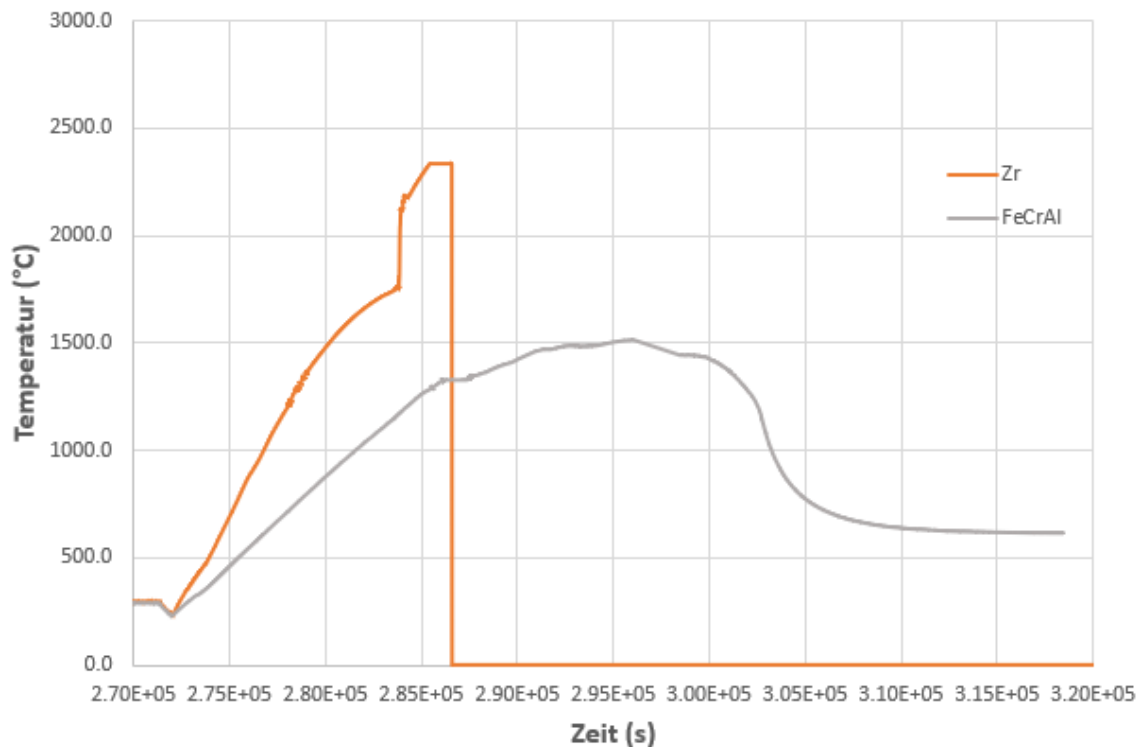


Abb. 5.13 Temperaturentwicklung in der heißesten Stelle des Kerns (Temperaturen fallen auf 0 °C, wenn die Stelle schmilzt)

Der Unterschied in der Temperatur-Entwicklung spiegelt sich auch in der Erzeugung der Schmelzmassen wider. Abb. 5.14 stellt die Entwicklung der Kernzerstörung dar.

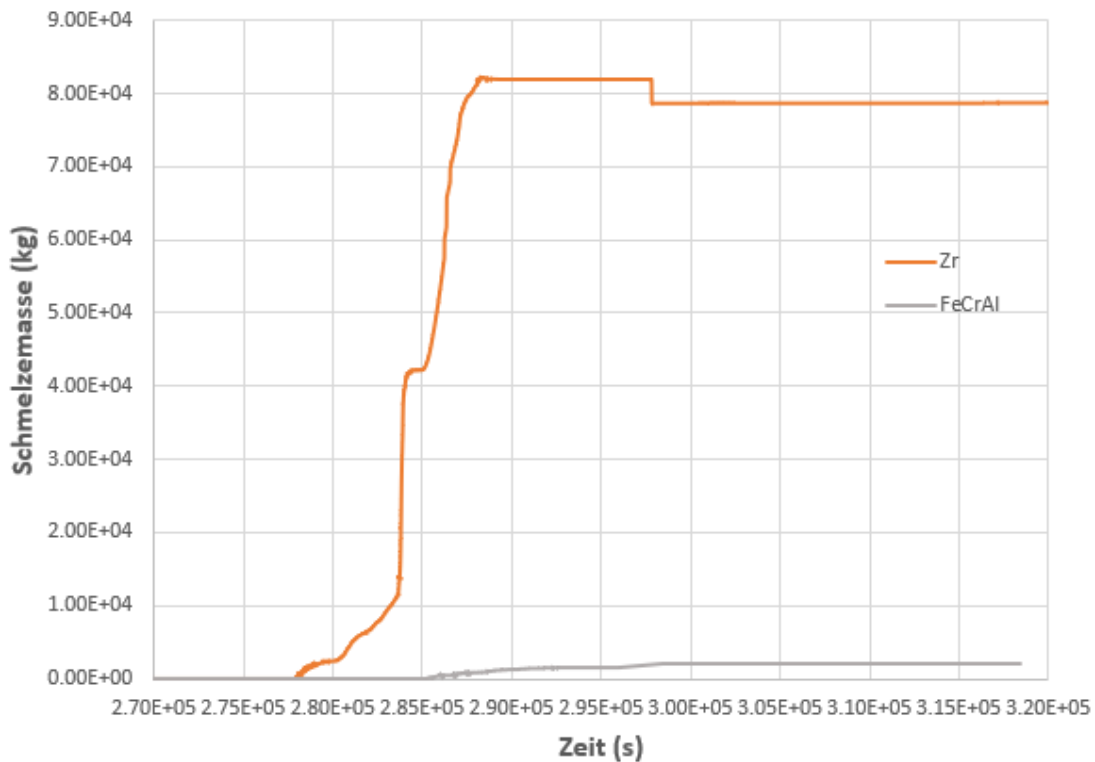


Abb. 5.14 Darstellung der Entstehung von Schmelzmassen für die betrachteten Fälle

Im Zr-Fall beginnt die Kernzerstörung bei ca. 278.000 Sekunden erst moderat, breitet sich jedoch gegen 284.000 Sekunden rasch fast auf den kompletten Kernbereich aus. Dabei werden ungefähr 80 Tonnen geschmolzenes Material erzeugt. Die Simulationsergebnisse zeigen, dass beim FeCrAl-Fall die erste Schmelzebildung erst später (nach 387.000 Sekunden) beginnt und nur die Absorberblätter betrifft. Da die Temperaturen im simulierten Zeitraum nie sehr hoch werden, werden insgesamt nur circa zwei Tonnen geschmolzenes Material erzeugt.

Zwischen 287.000 und 297.000 Sekunden wird auch beim FeCrAl-Fall verhältnismäßig viel H_2 erzeugt, weil in diesem Zeitraum die Temperaturen der Brennstäbe am höchsten sind. Der Anfang der Oxidation fällt zufällig mit dem gemessenen zweiten Druckpeak zusammen, allerdings ist der Anstieg nicht so groß wie im Zr-Fall. Im Zr-Fall wird davon ausgegangen, dass der zweite Druckpeak aufgrund der Verlagerung der Schmelzmasse ins untere Plenum entsteht. Im FeCrAl-Fall ist der Kern jedoch noch weitgehend intakt und es kommt nicht zur Verlagerung der Schmelze. Die in diesem Zeitraum stattfindende Oxidation verursacht aber einen Druckanstieg auch im FeCrAl-Fall.

Der nachfolgende Druckabfall wird mit einem Leck im Kühlkreislauf oder mit einem teilweise geöffneten Sicherheitsventil erklärt. Da die Druckentlastungen im FeCrAl-Fall sehr effektiv sind, sinkt der Systemdruck mehr ab, was wiederum dazu führt, dass mehr Kühlmittel in den RDB eingespeist werden kann, da die Einspeisepumpen gegen einen geringeren Gegendruck fördern müssen. Das führt dazu, dass der noch weitgehend intakte Kern mehr gequenchet wird. Dies verursacht den dritten Druckpeak im FeCrAl-Fall. Ab 292.000 Sekunden korrelieren der Druckanstieg und die erhöhte Wassereinspeisung sehr gut miteinander: wenn der Druck klein ist, wird eingespeist. Als das Wasser den heißen Kern erreicht, steigt der Druck an und die Einspeisung hört auf. Dies kann man in Abb. 5.10 und Abb. 5.11 einzeln oder zusammengefasst in Abb. 5.15 gut erkennen.

Im Realfall passierte ungefähr das Gleiche, allerdings mit geringerem Ausmaß. Einerseits weil der Systemdruck höher ist und dadurch weniger Wasser in das System gepumpt werden kann und andererseits, weil ein zerstörter Kern weniger durchströmt werden kann. Nach dem dritten Druckpeak stabilisiert sich der Systemdruck bei beiden Fällen, allerdings im FeCrAl-Fall auf einem niedrigeren Niveau. Dies hat zur Folge, dass kontinuierlich mehr Wasser in das System eingespeist wird. Dadurch kann der Kern im FeCrAl-Fall geflutet werden, bevor es zu einer Kernzerstörung kommt.

Dank der Verwendung des FeCrAl-Hüllrohrs bleibt der Kern, basierend auf dieser Analyse, weitgehend intakt. Bis 320.000 Sekunden nach dem Erdbeben stabilisieren sich die Brennstabtemperaturen und werden stationär. Ab diesem Zeitpunkt weichen die realen Ergebnisse von dem fiktiven FeCrAl-Fall sehr stark ab, weswegen die Rechnungen nicht weitergeführt wurden. Die Annahme, dass das Personal in beiden Fällen genauso und zu den gleichen Zeitpunkten gehandelt hätte, ist nicht mehr vertretbar.

Im FeCrAl-Fall entstanden insgesamt ca. zwei Tonnen Schmelze aus den Absorberblättern, der Rest des Kerns schmilzt nicht. Im Vergleich dazu entsteht im Zr-Fall eine Schmelzmenge von 80 Tonnen, die sich aus allen Teilen des Kerns zusammensetzt und schließlich ins untere Plenum verlagert. Die Verwendung von FeCrAl hat auch positive Effekte auf die Freisetzung von Spaltprodukten, da insgesamt nur 32 kg Spaltprodukte freigesetzt wurden, wohingegen im Zr-Fall insgesamt mehr als 1.164 kg Spaltprodukte freigesetzt wurden (s. Abb. 5.16).

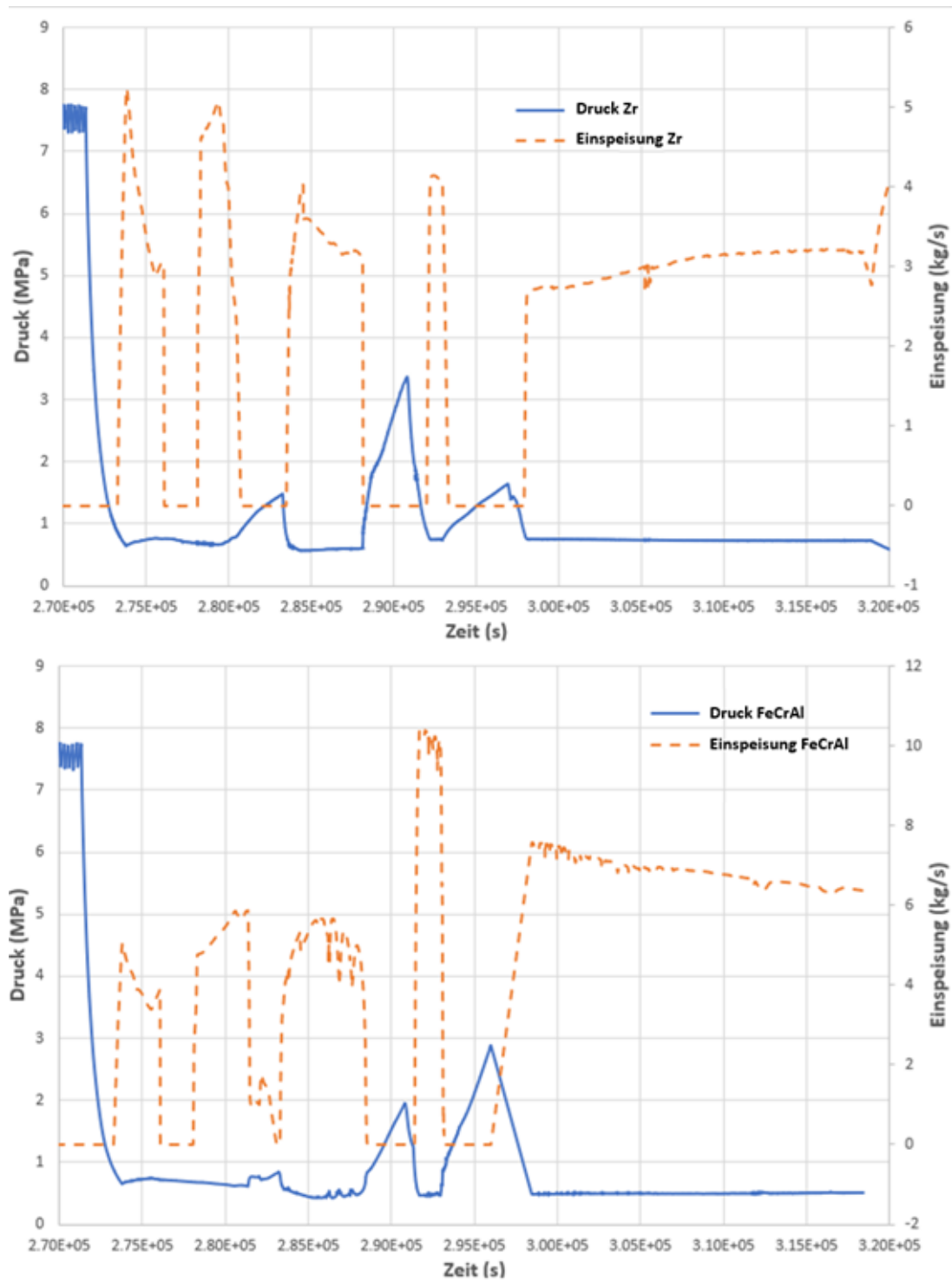


Abb. 5.15 Einspeiseraten und die Entwicklung des Systemdrucks in den zwei Simulationen

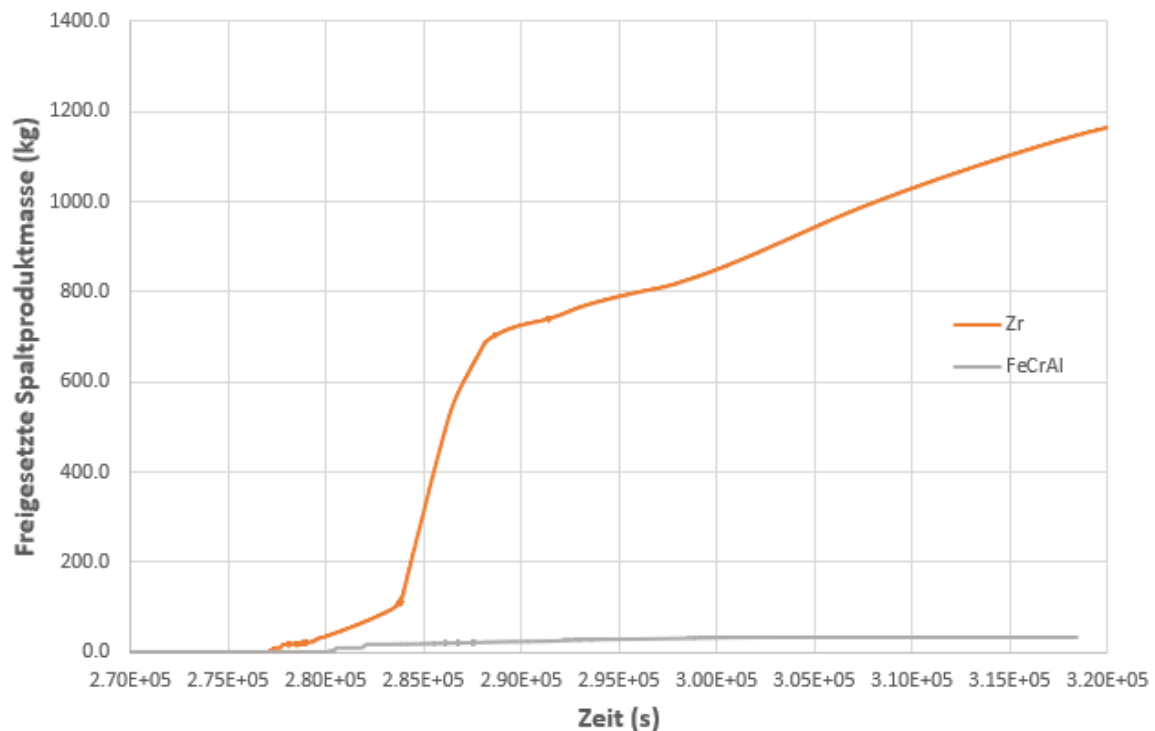


Abb. 5.16 Entwicklung der freigesetzten Spaltproduktmassen

5.4 Diskussion und Bewertung der Ergebnisse

Die von der GRS durchgeführten Simulationen führen zu dem Schluss, dass sowohl der Unfall von TMI-2 als auch der Unfall von Fukushima Daiichi in Block 2 deutlich unterschiedlich verlaufen wäre, wenn als Hüllrohrmaterial FeCrAl anstelle von Zirkonium verwendet worden wäre.

Bei den Simulationen beider Unfälle konnte man unter der Annahme von FeCrAl als Hüllrohrmaterial eine deutlich verringerte Oxidation der Hüllrohre im Vergleich zum Zr-Fall beobachten, die zur Folge hatte, dass einerseits deutlich weniger Wasserstoff produziert wurde und andererseits weniger chemische Energie freigesetzt wurde. Die verringerte chemische Energie führte zu niedrigeren Temperaturen. Als Konsequenz der niedrigen Temperaturen lag die Menge der freigesetzten Spaltprodukte bei beiden Fällen deutlich unter der im Zr-Fall freigesetzten Menge, weil die temperaturabhängige Treibkraft für die Freisetzung der Spaltprodukte ebenfalls kleiner war. Für den Unfall von TMI-2 hätte das FeCrAl-Hüllrohr laut der Ergebnisse der durchgeführten Simulation (mit den dazu gehörigen Annahmen), die Entstehung der Schmelze verhindert.

Die Simulation des Unfalls von Fukushima Daiichi Block-2 ergab eine geringe Kernzerstörung. Die mit FeCrAl-Hüllrohr erreichten maximalen Temperaturen im Kern waren nur ausreichend, um die Absorberblätter zum Schmelzen zu bringen, Brennstab und Brennstoff blieben jedoch intakt. Allerdings stieg die Temperatur an der heißesten Stelle des Kerns ungefähr auf 1.500 °C. Dies ist knapp unter dem Schmelzpunkt. Der Effekt von FeCrAl auf den Unfallablauf gegenüber Zr ist zwar positiv, aber wegen vorhandener Modelllücken, den größeren Modellunsicherheiten und wegen des kleinen Abstands zum Schmelzpunkt kann man nicht eindeutig behaupten, dass die Brennstäbe mit FeCrAl-Hüllrohr im Fall vom Unfall von Fukushima Daiichi Block-2 intakt geblieben wären. Weitere Analysen und Modellentwicklungen sind notwendig. Im Vergleich zum Fall mit Zr-Hüllrohr war die Freisetzung beim FeCrAl-Fall in der Simulation auch deutlich kleiner, ähnlich wie bei der Simulation des TMI-2 Unfalls mit FeCrAl-Hüllrohr.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Simulationen zeigen (mit der Annahme der gleichen Eingriffe des Personals und mit der aktuellen Modellbasis), dass die Verwendung von FeCrAl-Hüllrohren positive Auswirkungen auf beide Unfälle gehabt hätte.

Die Ergebnisse dieser Analyse sind vergleichbar mit denen einer ähnlichen Analyse, die von Merrill et al. mit MELCOR im Jahr 2017 durchgeführt wurde, in /MER 17/ beschrieben wird und auch im Rahmen des AP3 (siehe 0) dieses Projekts Erwähnung findet. Laut dem referenzierten Artikel ist der Kern mit FeCrAl Hüllrohr in dieser Studie ebenfalls intakt geblieben, allerdings war der Abstand zum Schmelzpunkt geringer als bei der Simulation im Rahmen dieses Projekts. Bei der Simulation mit MELCOR blieb die erzeugte Wasserstoffmenge ebenfalls deutlich unter der tatsächlich während des Unfalls erzeugten Wasserstoffmenge. Merrill et al. haben für ihre Analyse allerdings eine andere Variante des FeCrAl-Materials angenommen, mit Unterschieden in der Zusammensetzung im Vergleich zum Material in der Analyse in diesem Projekt. In der von uns durchgeführten Analyse haben wir das FeCrAl Material B136Y3 angenommen (Fe: 80,8 %, Cr: 13 %, Al: 6,2 %), das verwendete FeCrAl Material in der referenzierten Studie ist Kanthal (Fe:69 %, Cr: 21,6 %, Al: 4,9 %). Dies hatte auch zur Folge, dass das von MELCOR angewendete Oxidationsmodell zwar die gleiche Logik hatte wie das Oxidationsmodell, das bei unseren Analysen verwendet wurde, aber andere Konstanten benutzte.

Bezüglich der oben getroffenen Aussage ist einschränkend anzumerken, dass die Simulationen mit verschiedenen Unsicherheiten behaftet sind. So basieren die Simulationen auf der Annahme, dass das Personal exakt identisch wie im real abgelaufenen Unfall gehandelt hätte. Diese Annahme ermöglicht einen direkten Vergleich der konkreten

Unfälle, bei Variation des Hüllrohrmaterials von Zirkonium zu FeCrAl. Allerdings ist es denkbar, dass basierend auf den langsameren und kleineren Druck- und Temperaturänderungen das Personal erst zu einem späteren Zeitpunkt die Problemquelle gefunden hätte und Maßnahmen anders priorisiert hätte. Dadurch hätte sich möglicherweise ein anderer Unfallablauf ergeben.

Eine weitere Quelle der Unsicherheiten ist in der Modellbasis von ATHLET-CD/AC2 zu finden. Die für FeCrAl angepassten, bzw. neuentwickelten Modelle konnten nur teilweise validiert werden, weil nur wenige Experimente mit ATF-Materialien unter schweren Unfallbedingungen vorhanden oder frei verfügbar sind. Deswegen ist aktuell nur das für FeCrAl angepasste Oxidationsmodell als validiert zu betrachten (Validierung anhand des QUENCH-19 Experiments). Die anderen Modelländerungen wurden nur auf Plausibilität überprüft. Dies hat zur Folge, dass die Aussagekraft dieser Modelle noch eingeschränkt ist. Dazu kommt, dass viele potenziell auftretende Phänomene mit ATF-Materialien noch nicht vollständig verstanden sind und im wissenschaftlichen Rahmen aktiv diskutiert und erforscht werden (z.B. in TCOFF-2, QUENCH-ATF, IAEA-ATF-TS). Zu diesen Phänomenen gehört zum Beispiel die Bildung eines Eutektikums mit unterschiedlichen (nicht UO_2) Materialien. Dies führt dazu, dass selbst die schon für FeCrAl in ATHLET-CD/AC2 implementierten Modelle (Oxidationsmodell, Modell für Materialinteraktion) ständig angepasst werden, um dem Stand von W&T zu folgen.

Letztlich wurden bei den durchgeführten Simulationen einige Phänomene nicht berücksichtigt, da die hierzu benötigten Modelle noch nicht in ATHLET-CD/AC2 enthalten sind. Diese werden, dem Stand von W&T folgend, sukzessive in ATHLET-CD/AC2 eingebaut. So wurde die Änderung der Reaktivität aufgrund der Nutzung eines FeCrAl-Hüllrohrs und die daraus resultierende Änderung des Inventars im Kern nicht berücksichtigt. Das Ausmaß des Einflusses dieses Effekts hängt davon ab, ob neben dem Ausgleich des Reaktivitätsverlustes auch andere Maßnahmen getroffen werden, zum Beispiel zur Realisierung eines längeren Betriebszyklus. Die Änderung des Inventars hat einen Einfluss auf die Nachzerfallsleistung und dadurch auf alle Unfallphänomene, das Ausmaß der möglichen Änderungen der Nachzerfallsleistung wurde in diesem Projekt nicht untersucht. Die geänderte Inventarmasse hat nur einen Effekt auf die Freisetzung, da andere Mengen von Spaltprodukten potentiell freigesetzt werden können. Die Freisetzungsmechanismen bleiben gleich. Daher sollen die Modelle der Freisetzung weiterhin ähnlich wie bei dem Zr Hüllrohr gültig bleiben (angenommen der Brennstoff ist weiterhin UO_2). Der Startzeitpunkt für die Freisetzung wird vom mechanischen Brennstabverhalten

beeinflusst. Das geänderte mechanische Verhalten des Brennstabs ist allerdings in der verwendeten Entwicklerversion (basierend auf der offiziellen Version 3.4) von ATHLET-CD/AC2 noch nicht modelltechnisch abgedeckt. In den durchgeführten Analysen wurde ein Temperaturkriterium für den Start der Freisetzung definiert. Dieses sollte aber keinen relevanten Einfluss auf die Ergebnisse haben, weil die genauere Bestimmung des Berstens des Brennstabs nur den Startzeitpunkt der Freisetzung ändern würde. Nach dem Bersten werden die während des Betriebs angesammelten Spaltprodukte aus dem Spalt freigesetzt. Des Weiteren wurde die Materialinteraktion zwischen FeCrAl-Hüllrohr und UO_2 Brennstoff nur im intakten Zustand berücksichtigt. Es ist jedoch zu erwarten, dass FeCrAl- und UO_2 -Schmelze ein Gemisch bilden, spätestens wenn sie in das untere Plenum gelangen. Die Eigenschaften des entstehenden Schmelzepools hängen von der Materialinteraktion der unterschiedlichen Schmelzemassen ab und haben einen Einfluss auf die Wärmeabgabe an die Reaktordruckbehälterwand und dadurch auf deren Versagen. Es ist schwierig, den Einfluss dieser Vernachlässigung einzuschätzen, da in Abhängigkeit der Parameter des Gemisches (Dichte, Wärmeleitfähigkeit, etc.) der Unfallablauf sowohl positiv als auch negativ beeinflusst werden kann. Es ist denkbar, dass die leichte Metallschicht, die auf dem schweren keramischen Schmelzepool schwimmt, die Wärme besser/schlechter an die Wand fokussiert und dadurch zu einem früheren/späteren Reaktordruckbehälterversagen führt. Hierzu müssen noch die Modelle verbessert werden und weitere Analysen durchgeführt werden, um die Unsicherheiten reduzieren zu können. Außerdem ist die Materialinteraktion der Schmelze mit der Reaktordruckbehälterwand nicht ausgeschlossen, die ebenfalls zu einem früheren Versagen führen kann.

Die wichtigste Eigenschaft des FeCrAl-Hüllrohrs, nämlich dessen erhöhte Oxidationsresistenz, ist allerdings in ATHLET-CD/AC2 mit Modellen abgedeckt, auf einem ähnlichen Niveau wie bei den Modellen für die Zirkonium Oxidation. Der Einfluss der Strahlung auf die Oxidation ist nicht berücksichtigt, da aktuell keine Daten zu dessen Ausmaß zur Verfügung stehen. Der Effekt soll jedoch aufgrund von Ausheilungseffekten bei hohen Temperaturen nicht dominierend sein. Da die Modelle weitgehend basierend auf dem Q-19 Experiment validiert wurden, ist davon auszugehen, dass die durchgeführten Simulationen bezüglich Oxidation qualitativ realistische Ergebnisse geliefert haben.

Es ist darüber hinaus davon auszugehen, dass bei den analysierten Szenarien die meisten vernachlässigten Phänomene nur quantitative Unterschiede bei den Simulationen verursachen (langsamere/schnellere Aufwärmung, früherer/späterer Start der Frei-

setzung) aber den qualitativen Verlauf nicht beeinflussen. Qualitative Unterschiede könnten die vernachlässigten Materialinteraktionen im unteren Plenum verursachen. Diese könnten einerseits den Focusing-Effekt beeinflussen, andererseits könnten sie die Reaktordruckbehälterwand schwächen und dadurch zum Versagen führen.

6 Zusammenfassung

In diesem im Auftrag des BASE durchgeführten Vorhaben wurden der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik sowie die neuesten weltweiten Entwicklungen in Bezug auf sogenannte „Accident Tolerant Fuels“ (ATF) erhoben und aufbereitet. Darunter werden im Rahmen dieses Projekts unfalltolerante Brennstoffe verstanden, die gegenüber den heute kommerziell verfügbaren Kernbrennstoffen den Bedingungen eines Unfalls in einem Kernkraftwerk besser standhalten und somit sicherheitstechnische Vorteile bieten sollen. Davon abzugrenzen sind Entwicklungen, die darauf abzielen, ökonomische Vorteile im Sinne einer höheren Anreicherung und besseren Ausnutzung des Brennstoffs sowie längerer Betriebszyklen der Anlagen zu realisieren.

Forschungs- und Entwicklungsprojekte für ATF werden sowohl von den Brennstoffherstellern Framatome, Westinghouse, GE-Hitachi/GNF und TVEL als auch unabhängig von diesen an Forschungseinrichtungen weltweit vorangetrieben und teilweise staatlich bzw. durch die Europäische Union gefördert. Der Fokus der Entwicklungen liegt dabei auf Beschichtungen, insbesondere Chrombeschichtungen für Zirkonium-Hüllrohre und auf Hüllrohren aus Eisen-Chrom-Aluminium-Legierungen (FeCrAl) bzw. Siliziumkarbid-Verbundwerkstoffen (SiC/SiC) als Konzepte für unfalltolerante Hüllrohre sowie auf Dotierungen, vor allem mit Chrom bzw. Chrom und Aluminium, für Urandioxidbrennstoff und auf den hochdichten Brennstoffen Urannitrid und Uransilizid als alternative Brennstoffverbindungen. Diese sechs ATF-Konzepte werden in Fachkreisen als besonders vielversprechend bezüglich ihrer sicherheitsrelevanten Eigenschaften angesehen, wobei chrombeschichtete Hüllrohre, FeCrAl-Hüllrohre und dotierte UO_2 -Brennstoffe als kurzfristig (d. h. innerhalb der nächsten Jahre) einsetzbare Konzepte bezeichnet werden. Diese werden in kommerziellen Leistungsreaktoren bereits testweise, dotierte UO_2 -Brennstoffe auch schon kommerziell, eingesetzt. Nachbestrahlungsuntersuchungen werden aktuell an chrombeschichteten Hüllrohren, FeCrAl-Hüllrohren und dotierten UO_2 -Pellets, die testweise in Leistungsreaktoren eingesetzt waren, durchgeführt und ausgewertet. Dies spiegelt sich im technologischen Reifegrad der Konzepte (TRL) wider. So werden chrombeschichtete Hüllrohre dem TRL 6, FeCrAl-Hüllrohre dem TRL 4 und dotierter Brennstoff einem TRL 8 – 9 zugeordnet. Demgegenüber werden SiC/SiC-Hüllrohre sowie Urannitrid- und Uransilizidbrennstoff erst längerfristig (d. h. nach 2030) kommerziell verfügbar sein. Proben dieser Konzepte werden vorwiegend in Forschungsreaktoren und im Rahmen von Laborversuchen getestet. Aufgrund dessen werden SiC/SiC-Hüllrohre dem TRL 2 – 3 und Urannitridbrennstoff dem TRL 3 – 4 zugeordnet.

Entsprechend dem Entwicklungsziel einer verbesserten Unfalltoleranz bietet jedes der genannten ATF-Konzepte spezifische Vorteile hinsichtlich des Verhaltens in Unfallsituationen: sowohl durch die Beschichtung von Zirkonium-Hüllrohren als auch durch die Verwendung Zirkonium-freier Werkstoffe kann deren Beständigkeit gegenüber Hochtemperatur-Dampfoxidation erhöht und die Bildung von Wasserstoff signifikant reduziert werden. SiC/SiC Hüllrohre zeigen eine besonders gute Beständigkeit gegenüber Hochtemperatur-Dampfoxidation. Durch die Dotierung kann bei Urandioxidbrennstoff möglicherweise eine Verbesserung der Rückhaltung von Spaltprodukten und der Beständigkeit gegenüber einer Auswaschung von Uran im Kontakt mit dem Kühlmittel erzielt werden. Die hochdichten Brennstoffe weisen eine höhere thermische Leitfähigkeit auf, sodass ihre Temperatur im Normalbetrieb geringer bleibt und der Abstand zur Schmelztemperatur gegenüber der entsprechenden Sicherheitsmarge bei UO_2 -Brennstoff vergrößert werden kann. Die geringeren Brennstofftemperaturen tragen zur Reduzierung von Freisetzungen radioaktiver Spaltprodukte aus dem Brennstoff bei. Allerdings ist jede der o. g. Entwicklungen von ATF-Konzepten auch mit Nachteilen verbunden: sowohl die Aufhärtung des Neutronenspektrums durch hochdichte Brennstoffe als auch die höhere Neutronenabsorption durch Dotierstoffe oder durch die FeCrAl-Legierung beeinflussen die kernphysikalische Auslegung und können Anpassungen zur Kompensation, wie beispielsweise eine höhere Anreicherung, erforderlich machen. Der SiC/SiC-Verbundwerkstoff wird z. B. unter normalen Betriebsbedingungen durch das Kühlmittel angegriffen und die hochdichten Brennstoffe neigen dazu, sich im Kontakt mit Wasser oder Dampf zu zersetzen. Zukünftig könnten hier Beschichtungen der Hüllrohre bzw. der Brennstoffpellets oder Dotierungen des Brennstoffs Abhilfe schaffen. Auch die geringere Wärmeleitfähigkeit des keramischen SiC/SiC-Verbundwerkstoffs gegenüber metallischen Legierungen stellt eine Herausforderung dar, da sie zu höheren Brennstofftemperaturen und zu Spannungen in der Hüllrohrwand führen kann, die wiederum Mikrorisse und damit Undichtigkeiten zur Folge haben können. Durch Optimierungen, bspw. der Herstellungsverfahren und der Faserarchitektur, sollen hier Verbesserungen erzielt werden. Da zur Überwindung dieser Herausforderungen noch weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich sind, kann noch keines der ATF-Konzepte als vollständig ausgereift bezeichnet werden. Ebenso kann nicht eines der ATF-Konzepte als „das Beste“ herausgestellt werden, da bei jedem der Konzepte sowohl Vor- als auch Nachteile bestehen.

Ergänzend zu realen Experimenten und Testeinsätzen kommen internationale Simulationsstudien übereinstimmend zu dem Schluss, dass durch die Verwendung von ATF in verschiedenen Störfallszenarien (z. B. Kühlmittelverluststörfall, Station Blackout) und

auch bei schweren Unfällen (z. B. Kühlmittelverluststörfälle mit Kernschäden, wie bspw. Nachrechnungen des Unfalls von Three-Mile Island) Vorteile, insbesondere im Sinne einer Verlängerung der Karenzzeit, Verringerung der Hüllrohr-Spitzentemperatur und Reduzierung der Wasserstoffbildung im Vergleich zum Einsatz des Standard-Brennstoffkonzepts erzielt werden können. Mit dem GRS-eigenen Simulationscode ATHLET-CD/AC2 wurden die tatsächlich stattgefundenen Unfälle von TMI-2 und Fukushima Daiichi Block 2 unter der Annahme des Einsatzes von ATF (FeCrAl-Hüllrohre) bei ansonsten gleichbleibenden Abläufen und Personalhandlungen nachgerechnet. Die durchgeführten Analysen weisen in beiden Fällen darauf hin, dass die Verwendung von FeCrAl- anstelle von Zirkonium-Hüllrohren zu einer deutlich verringerten Oxidation der Hüllrohre und in der Folge niedrigeren Temperaturen und geringerer Freisetzung von Wasserstoff und Spaltprodukten geführt hätten. Die Ergebnisse der Analysen führen zu dem Schluss, dass im Falle des Unfalls von TMI-2 eine Kernschmelze hätte verhindert und im Falle des Unfalls von Fukushima Daiichi in Block 2 das Ausmaß der Kernschäden hätte signifikant reduziert werden können, auch wenn bei den Simulationen noch Unsicherheiten bestehen. Diese erfordern die stetige Weiterentwicklung der Codes, insbesondere unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse aus Forschungsprojekten.

Abschließend ist festzuhalten, dass durch die Verwendung von ATF unter der Voraussetzung, dass adäquate ingenieurtechnische Lösungen für die noch bestehenden Herausforderungen entwickelt werden, deutliche Vorteile bei der Beherrschung von Stör- und Unfällen erzielt werden können. Der Einsatz von ATF sollte insbesondere zeitlichen Spielraum verschaffen, um auch bei komplexen Stör- und Unfallabläufen den tatsächlichen Anlagenzustand so zu verstehen, dass rechtzeitig geeignete Gegenmaßnahmen durchgeführt werden können. Dadurch sollten gravierende Folgen eines Unfalls abgewendet oder abgeschwächt werden können. Einsatzreife ATF stehen allerdings derzeit noch nicht zur Verfügung.

Literaturverzeichnis

- /AHN 18/ Ahn, K., Joo, K., Park, S.-P.: Safety Evaluation of Silicon Carbide and Zircaloy-4 Cladding during a Large-Break Loss-of-Coolant Accident, *Energies*, 11(12), 3324, November 2018, verfügbar unter: [Safety Evaluation of Silicon Carbide and Zircaloy-4 Cladding during a Large-Break Loss-of-Coolant Accident](#), Zugriff: 27.02.2025.
- /ALA 22/ Alaleeli, M.M., Alameri, S.A., Alrwashdeh, M.: Neutronic Analysis of SiC/SiC Sandwich Cladding Design in APR-1400 under Normal Operation Conditions, *Energies* 2022, 15(14), 5204, Juli 2022, verfügbar unter: [Neutronic Analysis of SiC/SiC Sandwich Cladding Design in APR-1400 under Normal Operation Conditions](#), Zugriff: 20.12.2024.
- /ALA 24/ Alamri, K.A., Asqahtani, M.M. et al.: Neutronic Analysis of Accident-Tolerant Cladding Materials in 3D Full Core BEAVRS PWR Benchmark Using OpenMC Code, *International Journal of Energy Research*, 2024:1–22, Mai 2024, verfügbar unter: [\(PDF\) Neutronic Analysis of Accident-Tolerant Cladding Materials in 3D Full Core BEAVRS PWR Benchmark Using OpenMC Code](#), Zugriff: 30.12.2024.
- /ALR 22/ Alrwashdeh, M., Alameri, S. A.: Chromium-Coated Zirconium Cladding Neutronics Impact for APR-1400 Reactor Core, *Energies* 15, No. 21:8008, Oktober 2022, verfügbar unter: [Energies | Free Full-Text | Chromium-Coated Zirconium Cladding Neutronics Impact for APR-1400 Reactor Core \(mdpi.com\)](#), Zugriff: 29.01.2024.
- /ALV 16/ Alvarez, R.: In Perspective, The Downside of High Burnup Fuel, *Nuclear Intelligence Weekly*, Vol. 10, No. 28, 15.07.2016, verfügbar unter: [*AlvarezHighBurnup.pdf \(environmental-defense-institute.org\)](#), Zugriff: 03.07.2024.
- /ANL 13/ Argonne National Laboratory: NEAMS: The Nuclear Energy Advanced Modeling and Simulation Program, ANL/NE-13/5, 2013, verfügbar unter: [NEAMS Executive Program Plan.pdf \(inl.gov\)](#), Zugriff: 26.06.2024.
- /ANS 20/ American Nuclear Society, Nuclear Newswire: ORNL to examine irradiated tolerant fuel assemblies, 07.12.2020, online: [ORNL to examine irradiated accident tolerant fuel assemblies -- ANS / Nuclear Newswire](#), Zugriff: 17.04.2024.

- /ANS 23/ American Nuclear Society, NuclearNewswire: Vogtle-2 okayed for ATF enriched to 6 percent, 02.10.2023, online: [Vogtle-2 okayed for ATF enriched to 6 percent -- ANS / Nuclear Newswire](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /ARA 23/ Aragón, P., Fera, F., Herranz, L. E.: Progress on Modelling the Thermo-Mechanical Performance of Accident-Tolerant Fuels, Conference Paper, In: Liu, J., Jiao, Y. (Hrsg.): Proceedings of the 2023 Water Reactor Fuel Performance Meeting, WRFPM2023, 17.–21. Juli, Xi'an, China, Springer Proceedings in Physics 299, 2023, S. 172 ff.
- /ARB 06/ Arborelius, J., Backman, K. et al.: Advanced Doped UO₂ Pellets in LWR Applications, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 43, No. 9, p. 967–976, 2006, verfügbar unter: [Advanced Doped UO2 Pellets in LWR Applications: Journal of Nuclear Science and Technology: Vol 43, No 9](#), Zugriff: 27.02.2025.
- /ARK 24/ Arkoma, A.: Chromium coated cladding behaviour in RIA situations – a literature review, Research Report, VTT-R-00105-24, verfügbar unter: [VTT - Research Report](#), Zugriff: 08.01.2025.
- /BAC 10/ Backman, K., Hallstadius, L., Rönneberg, G.: Westinghouse Advanced Doped Pellet – Characteristics and Irradiation Behaviour, in: International Atomic Energy Agency: Advanced Fuel Pellet Materials and Fuel Rod Design for Water Cooled Reactors, Proceedings of a Technical Committee Meeting, November 2009, IAEA-TECDOC-1654, 2010, S.117 ff, verfügbar unter: [IAEA-TECDOC-1654](#), Zugriff: 26.06.2024.
- /BAN 18/ Band, S., Richter, C., Sogalla, M., Sonnenkalb, M.: Unfallablauf- und Quelltermanalysen zu den Ereignissen in Fukushima im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes Phase II. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS-Bericht, GRS-485, ISBN 978-3-946607-69-4: Köln, 2018.
- /BAR 16/ Baranov, V.G., Lunev, A.V. et al: High temperature behavior of simulated mixed nitrides, IOP Conference Series: Materials Science and Engineering, 130 012022, 2016, verfügbar unter: [Open Access proceedings Journal of Physics: Conference series](#), Zugriff: 27.02.2025.

- /BAS 21/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung, BASE, Fachbericht: Fukushima: Chronologie des Unfallablaufs, online: [Fukushima Chronologie des Unfallablaufs](#), März 2021.
- /BAS 22/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung: Fachliche Stellungnahme zum delegierten Rechtsakt zur Klassifizierung der Atomenergie nach der Verordnung (EU) 2020/852 (EU-Taxonomie), 04.03.2022, verfügbar unter: BASE - Stellungnahmen - BASE-Fachstellungnahme zur EU-Taxonomie (bund.de), Zugriff: 05.07.2024.
- /BEL 21/ Bell, S. B., Kane, K. A., Massey, C. P., Pint, B. A.: Strength and rupture geometry of un-irradiated C26M FeCrAl under LOCA burst testing conditions. Journal of Nuclear Materials, No. 557, 2021.
- /BEN 14/ Ben-Belgacem, M., Richet, V. et al.: Thermo-mechanical analysis of LWR SiC/SiC composite cladding, Journal of Nuclear Materials, Volume 447, Issues 1–3, Pages 125–142, April 2014, verfügbar unter: [Thermo-mechanical analysis of LWR SiC/SiC composite cladding - ScienceDirect](#), Zugriff: 27.02.2025.
- /BMU 22/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz: Habeck und Lemke lehnen Taxonomie-Rechtsakt der EU-Kommission ab, Pressemeldung, 02.02.2022, online: [BMUV: Habeck und Lemke lehnen Taxonomie-Rechtsakt der EU-Kommission ab | Pressemitteilung](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /BMW 22/ Bundesministerium für Wirtschaft und Klimaschutz: Stellungnahme der Bundesregierung zur Taxonomie der Europäischen Union, 22.01.2022, verfügbar unter: [BMWK - Stellungnahme der Bundesregierung zur Taxonomie der Europäischen Union](#), Zugriff: 05.07.2024.
- /BRA 20/ Brachet, J.C. et al.: On-Going Studies At CEA On Chromium Coated Zirconium Based Nuclear Fuel Claddings For Enhanced Accident Tolerant LWRs Fuel, TopFuel 2015, Zürich, September 2015, verfügbar unter: [On-going studies at CEA on chromium coated zirconium based nuclear fuel claddings for enhanced accident tolerant LWRs fuel \(hal.science\)](#), Zugriff: 12.07.2024.

- /BUC 24/ Buckley, J., Liu, H. et al.: Fuel-clad interactions: Uranium nitride and uranium dioxide with FeCrAl and Ti-modified stainless steel, *Journal of Nuclear Materials*, Volume 591, April 2024, verfügbar unter: [Fuel-clad interactions: Uranium nitride and uranium dioxide with FeCrAl and Ti-modified stainless steel - ScienceDirect](#), Zugriff: 28.02.2025.
- /CAP 22/ Capital, Kreder, C.: Was das Ökolabel für Gas und Atomkraft für Anleger heißt, Interview, 08.07.2022, online: [EU-Taxonomie: Was das Ökolabel für Gas und Atomkraft für Anleger heißt - Capital.de](#), Zugriff: 05.07.2024.
- /CEI 23/ CEIDEN: Grupo Combustibles de Tecnología Avanzada (ATF-España), online: [Advanced Technology Fuels Group \(ATF-Spanien\) - CEIDEN](#), Zugriff: 02.04.2024.
- /CHE 21/ Chen, P. et al.: An evaluation on in-pile behaviors of SiCf/SiC cladding under normal and accident conditions with updated FROBA-ATF code, *Nuclear Engineering and Technology*, Volume 53, Issue 4, S. 1236–1249, April 2021, verfügbar unter: [An evaluation on in-pile behaviors of SiCf/SiC cladding under normal and accident conditions with updated FROBA-ATF code - ScienceDirect](#), Zugriff: 10.07.2024.
- /COR 22/ Corson, J. et al.: NRC's Research Information Letter on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference*, 9. – 13. Oktober 2022, S. 566 ff.
- /COZ 18/ Cozzo, G., Khvostov, G.: ATF Developments In FALCON V1 AT PSI, Paper, 2018, verfügbar unter: [RRFM 2007 INSTRUCTIONS FOR AUTHORS \(lib4ri.ch\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /CZE 22/ Czerniak, L. et al.: Testing of Silicon Carbide as a Nuclear Fuel Cladding, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference*, 9.–13. Oktober 2022, S. 110 ff.
- /DAR 22/ Darwish, A. A., Eapen, J.: Electron Microscopy Analysis of Steam-Oxidized Silicon Carbide, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference*, 9.–13. Oktober 2022, S. 208 ff.

- /DEB 22/ Deutscher Bundestag: Import von Kernenergie aus dem Ausland und der Einfluss der EU-Taxonomie auf Kernenergie-Projekte, Sachstand, WD 5 – 3000 – 095/22, 12.08.2022, verfügbar unter: [Import von Kernenergie aus dem Ausland und der Einfluss der EU-Taxonomie auf Kernenergie-Projekte \(bundestag.de\)](#), Zugriff: 05.07.2024.
- /DEL 18/ Delafoy, C., Bischoff, J., Larocque, J. et al.: Benefits of Framatome's E-ATF Evolutionary Solution: Cr-Coated Cladding With Cr₂O₃-Doped Fuel, Paper, TopFuel Conference 2018, verfügbar unter: [TopFuel2018-A0149-fullpaper.pdf \(euronuclear.org\)](#), Zugriff: 24.06.2024.
- /DIA 09/ Dias, M. S., Loureiro De Mattos, J.R.: The Update of Competence and Infrastructure to the Near Future, Conference Paper, International Atlantic Conference 2009, Rio de Janeiro, verfügbar unter: [\(PDF\) THE UPDATE OF COMPETENCE AND INFRASTRUCTURE TO THE NEAR FUTURE \(researchgate.net\)](#), Zugriff: 03.07.2024.
- /DOE 18/ US Department of Energy: 5 Things You Should Know About Accident Tolerant Fuels, 17.07.2018, online: [5 Things You Should Know About Accident Tolerant Fuels | Department of Energy](#), Zugriff: 01.07.2024.
- /DOE 19/ Department of Energy, Office of Nuclear Energy: DOE Awards \$111 Million to U.S. Vendors to Develop Accident Tolerant Nuclear Fuels, 31.01.2019, online: [DOE Awards \\$111 Million to U.S. Vendors to Develop Accident Tolerant Nuclear Fuels | Department of Energy](#), Zugriff: 27.06.2024.
- /DOE 20/ US Department of Energy, Office of Nuclear Energy: Irradiated Accident Tolerant Fuel Experiments Return to Oak Ridge National Laboratory for Examination, Pressemeldung, 04.12.2020, online: [Irradiated Accident Tolerant Fuel Experiments Return to Oak Ridge National Laboratory for Examination | Department of Energy](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /DOE 24/ Department of Energy, Office of Nuclear Energy: This New Fuel Cladding Could Transform Nuclear Fuels, 09.07.2024, online: [This New Fuel Cladding Could Transform Nuclear Fuels | Department of Energy](#), Zugriff: 11.07.2024.

- /DOR 22/ D’Orio, J. et al.: GAIA Design: Positioned to Leverage Advanced Fuel Management Strategies for 24-Month Cycles, Conference Paper, Top-Fuel 2022, Raleigh, In: Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9.–13. Oktober 2022, S. 42 ff.
- /DUF 23/ Dufresne, A.: Thermodynamic Characterisation of Fuel Debris and Fission Products Based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression (TCOFF). OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Online, available from Nuclear Energy Agency (NEA) - Thermodynamic Characterisation of Fuel Debris and Fission Products Based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression (TCOFF), as at 2023.
- /DUQ 21/ Duquesne, L. et al.: Framatome’s evolutionary ATF solution: Feedback from the irradiation programs on PROtect’s Cr-coated M5_{Framatome} cladding, Paper, 2021, verfügbar unter: Duquesne-2021-Framatome’s evolutionary ATF solution-(published version).pdf (lib4ri.ch), Zugriff: 04.07.2024.
- /EIS 21/ Eisenstecken, T. et al.: Application of the GRS core simulator KMACS on Accident Tolerant Fuels, 2021 International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2021, verfügbar unter: R0512-2.pdf (aben.com.br), Zugriff: 17.05.2024.
- /EPR 19/ Electric Power Research Institute: Benchmarks for Quantifying Fuel Reactivity Depletion Uncertainty-Revision 1-A, 3002016035, Technical Report, September 2019, verfügbar unter: Benchmarks for Quantifying Fuel Reactivity Depletion Uncertainty-Revision 1-A (epri.com), Zugriff: 03.07.2024.
- /EPR 19a/ Electric Power Research Institute: Accident-Tolerant Fuel Valuation: Safety and Economic Benefits (Revision 1), Technical Report 3002015091, April 2019, verfügbar unter: Accident-Tolerant Fuel Valuation: Safety and Economic Benefits (Revision 1) (epri.com), Zugriff: 25.04.2024.
- /EPR 23/ Electric Power Research Institute, Akkurt, H.: Extension of EPRI Benchmarks to Advanced LWR Fuels for SFP Criticality Depletion Uncertainty, 3002026550, Technical Report, Oktober 2023, verfügbar unter: Extension of EPRI Benchmarks to Advanced LWR Fuels for SFP Criticality Depletion Uncertainty, Zugriff: 05.04.2024.

- /EPS 24/ Engineering and Physical Sciences Research Council: ATF Solutions to Light Water-Cooled SMRs, Details of Grant, online: [ATF Solutions to Light Water-Cooled SMRs \(ukri.org\)](#), Zugriff: 04.04.2024.
- /ERI 20/ EnergyResearchInc: Review of Accident Tolerant Fuel Concepts with Implications to Severe Accident Progression and Radiological Releases, Final Report, ERI/NRC 20-209, Oktober 2020, verfügbar unter: [main.jsp](#), Zugriff: 06.01.2025.
- /EUR 19/ Europäische Kommission: Verordnung (EU) 2019/2088 des Europäischen Parlaments und des Rates vom 27. November 2019 über nachhaltigkeitsbezogene Offenlegungspflichten im Finanzdienstleistungssektor, Amtsblatt der Europäischen Union, 09.12.2019, verfügbar unter: [Verordnung - 2019/2088 - DE - offenlegungsverordnung - EUR-Lex \(europa.eu\)](#), Zugriff: 27.03.2024.
- /EUR 20/ Europäische Kommission: Verordnung (EU) 2020/852 des Europäischen Parlaments und des Rates vom 18. Juni 2020 über die Einrichtung eines Rahmens zur Erleichterung nachhaltiger Investitionen und zur Änderung der Verordnung (EU) 2019/2088, Amtsblatt der Europäischen Union, 22.06.2020, verfügbar unter: [Verordnung - 2020/852 - DE - taxonomie verordnung - EUR-Lex \(europa.eu\)](#), Zugriff: 27.03.2024.
- /EUR 22/ Europäische Kommission: SiC composite claddings: LWR performance optimization for nominal and accident conditions, Horizon Europe, online: [SiC composite claddings: LWR performance optimization for nominal and accident conditions | SCORPION | Project | Fact sheet | HORIZON | CORDIS | European Commission \(europa.eu\)](#), Zugriff: 09.07.2024.
- /EUR 22a/ Europäische Kommission: Questions and Answers on the EU Taxonomy Complementary Climate Delegated Act covering certain nuclear and gas activities, 02.02.2022, online: [Q&A: EU Taxonomy Complementary Climate Delegated Act \(europa.eu\)](#), Zugriff: 08.04.2024.
- /EUR 22b/ Europäisches Parlament: Protokoll, Mittwoch, 06.07.2022 – Straßburg, 11.2 Einwand gemäß Artikel 111 Absatz 3 GO: Änderung des delegierten Rechtsakts zur Klimataxonomie und des delegierten Rechtsakts zur Offenlegung der Taxonomie (Abstimmung), verfügbar unter: [Protokoll - Inhalt - Mittwoch, 6. Juli 2022 \(europa.eu\)](#), Zugriff: 05.07.2024.

- /EUR 22c/ Europäische Kommission: Delegierte Verordnung (EU) 2022/1214 der Kommission vom 09. März 2022 zur Änderung der Delegierten Verordnung (EU) 2021/2139 in Bezug auf Wirtschaftstätigkeiten in bestimmten Energiesektoren und der Delegierten Verordnung (EU) 2021/2178 in Bezug auf besondere Offenlegungspflichten für diese Wirtschaftstätigkeiten, Amtsblatt der Europäischen Union, 15.07.2022, verfügbar unter: [Delegated regulation - 2022/1214 - DE - EUR-Lex \(europa.eu\)](#), Zugriff: 27.03.2024.
- /EUR 24/ Europäische Kommission: Horizon2020, Innovative cladding materials for advanced accident-tolerant energy systems, online: [Innovative cladding materials for advanced accident-tolerant energy systems | IL TROVATORE | Project | Fact sheet | H2020 | CORDIS | European Commission \(europa.eu\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /EXE 18/ Exelon Generation: License Amendment Request to Utilize Accident Tolerant Fuel Lead Test Assemblies, März 2018, verfügbar unter: [Byron Station, Unit 2, License Amendment Request to Utilize Accident Tolerant Fuel Lead Test Assemblies. \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 28.06.2024.
- /FAL 22/ Fallot, L., Martínez, L., Doncel, N. et al.: Poolside Visual Inspection of Cr-Coated Lead Test Rods at Doel 4 after One Irradiation Cycle, in: American Nuclear Society: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Oktober 2022, Raleigh (NC), S. 152 – 155.
- /FAZ 23/ Fazi, A. et al.: CrN-NbN nanolayered coatings for enhanced accident tolerant fuels in BWR, Journal of Nuclear Materials, Volume 586, Dezember 2023, verfügbar unter: [CrN–NbN nanolayered coatings for enhanced accident tolerant fuels in BWR - ScienceDirect](#), Zugriff: 02.07.2024.
- /FEI 13/ Feinroth, H.: Silicon Carbide TRIPLEX™ Fuel Clad and SiC Channel Boxes for Accident Resistance and Durability, E-Journal of Advanced Maintenance Vol.5, No.2 (2013)128-131, August 2013, verfügbar unter: [Microsoft Word - JSM0059](#), Zugriff: 01.03.2025.
- /FER 21/ Ferraris, M.: SiC/SiC joining for cladding applications, Präsentation, SNETP, 2021, verfügbar unter: [SiC joining activities for nuclear and the other applications \(snetp.eu\)](#), Zugriff: 11.07.2024.

- /FRA 18/ Framatome; GAIA Fuel Assembly – Designed for Reliability, Robustness and Performance, Product Sheet, 2018, verfügbar unter: [GAIA Fuel Assembly](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /FRA 19/ Framatome: PROtect Lead Test Assemblies for Calvert Cliffs, Licensing Report, ANP-3799NP, Revision 0, Dezember 2019, in: Exelon Generation: License Amendment Request to Utilize Accident Tolerant Fuel Lead Test Assemblies, Dezember 2019, verfügbar unter: [Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, Units 1 and 2 - License Amendment Request to Utilize Accident Tolerant Fuel Lead Test Assemblies \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /FRA 21/ Framatome: Making History, PROtect, Infographik, verfügbar unter: [PROtect milestones infographic \(framatome.com\)](#), Zugriff: 24.06.2024.
- /FRA 21a/ Framatome: Framatome's GAIA Enhanced Accident Tolerant Fuel completes first-ever fuel cycle, Pressemeldung, 02.02.2021, online: [Framatome's GAIA Enhanced Accident Tolerant Fuel completes first-ever fuel cycle - Framatome](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /FRA 21b/ Framatome: GALILEO, Advanced Fuel Rod Performance Code, Produktinformation, 2021, verfügbar unter: [a0616-p-us-g-en-762_09-21-galileo0d3efe23d2c54187a9f5a4f9f70a13d4.pdf \(framatome.com\)](#), Zugriff: 05.02.2024.
- /FRA 21c/ Framatome: PROtect: The leading Enhanced Accident Tolerant Fuel Program, Präsentation, 2021, verfügbar unter: [fra_fuel_protect_altara5_update_v9.pdf \(framatome.com\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /FRA 22/ Framatome: Framatome's GAIA Enhanced Accident Tolerant Fuel completes second cycle at Vogtle Unit 2, Pressemeldung, 25.10.2022, online: [Framatome's GAIA Enhanced Accident Tolerant Fuel completes second cycle at Vogtle Unit 2 - Framatome](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /FRA 23/ Framatome: PROtect: The leading Enhanced Accident Tolerant Fuel Program, Präsentation, 2023, verfügbar unter: [a0519_lge_g-en-protect_eatf_brochure_102023.pdf \(framatome.com\)](#), Zugriff: 24.06.2024.

- /FRA 23a/ Framatome, Reed, J.: EPRI/INL/DOE ATF Program Update, Präsentation, in: Proceedings of Annual EPRI/DOE/INL Joint Combined Workshop on Accident Tolerant Fuel and Higher Burnup, April 2023, S. 18 – 25, verfügbar unter: [Program 41.02.01: Fuel Reliability Program | Product Abstract \(epri.com\)](#), Zugriff: 08.07.2024.
- /FRA 23b/ Framatome: PROtect: The E-ATF solution by Framatome, Präsentation, RSK DKW Sitzung, Mai 2023.
- /FRA 23c/ Framatome: Framatome, EDF sign agreement to test PROtect enhanced accident tolerant fuel in French reactor, 29.06.2023, online: [Framatome, EDF sign agreement to test PROtect enhanced accident tolerant fuel in French reactor - Framatome](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /FRA 24/ Framatome: EATF, The Next Evolution of Nuclear Fuel, How is Framatome bringing EATF to the industry?, online: [Home - Framatome EATF \(nextevolutionfuel.com\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /GAB 21/ Gabrielli, F., Hollands, T., Lovasz, L., Carenini, L., Luxat, D., Philipps, J.: ATF modelling in Severe Accident Codes. In: Karlsruher Institut für Technologie (KIT): 26th QUENCH Workshop. QUENCH-Workshop, online, 6 - 10 December 2021, 2021.
- /GAG 22/ Gagen D. et al.: Steam Oxidation Behaviour of Sintered High-Density Uranium Nitride Pellets Via Thermogravimetric Analysis, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9.–13. Oktober 2022, S. 60 ff.
- /GAM 16/ Gamble, K.A., Hales, J.D. et al.: Behavior of U₃Si₂ Fuel and FeCrAl Cladding under Normal Operating and Accident Reactor Conditions, INL/EXT-16-40059, Rev. 0, September 2016, verfügbar unter: [INL-EXT-16-40059.pdf](#), Zugriff: 08.01.2025.
- /GAO 23/ Gao, S., Wu, Y. et al.: Analysis of tritium evolution in Al₂O₃-coated FeCrAl fuel rods for PWRs, Nuclear Engineering and Design, Volume 413, November 2023, verfügbar unter: [Analysis of tritium evolution in Al₂O₃-coated FeCrAl fuel rods for PWRs - ScienceDirect](#), Zugriff: 19.12.2024.

- /GAR 23/ Garud, Y.S., Rebak, R.B.: Effect of surface oxides on tritium entrance and permeation in FeCrAl alloys for nuclear fuel cladding: a review, Corrosion Reviews, Volume 41, No. 2, 2023, pp. 143–169, verfügbar unter: Effect of surface oxides on tritium entrance and permeation in FeCrAl alloys for nuclear fuel cladding: a review, Zugriff: 19.12.2024.
- /GNF 09/ Global Nuclear Fuel: Additive Fuel Pellets for GNF Fuel Designs, NEDO-33406, Revision 2, Dezember 2009, verfügbar unter: Licensing Topical Report, NEDC-33406, Revision 2, "Additive Fuel Pellets for GNF Fuel Designs." (nrc.gov), Zugriff: 26.06.2024.
- /GON 22/ Gonzales, J., Ševeček, M.: Modelling of Fission Gas Release in UO₂ Doped Fuel Using Transuranus Code, Acta Polytechnica CTU Proceedings 37:24–30, 2022, verfügbar unter: (PDF) Modelling of fission gas release in UO₂ doped fuel using transuranus code (researchgate.net), Zugriff: 28.06.2024.
- /GOV 24/ GOV.UK, Department for Energy Security and Net Zero: UK first in Europe to invest in next generation of nuclear fuel, Pressemitteilung, 08.05.2024, online: UK first in Europe to invest in next generation of nuclear fuel - GOV.UK (www.gov.uk), Zugriff: 03.07.2024.
- /GRS 22/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: ACTOFAN, Sicherheitstechnische Entwicklungen und Analysen zu „Accident-tolerant Fuels“, Abschlussbericht, GRS – 692, ISBN 978-3-949088-83-4, Juli 2022, verfügbar unter: (GRS-692) ACTOFAN Sicherheitstechnische Entwicklungen und Analysen zu "Accident-tolerant Fuels" | GRS gGmbH, Zugriff: 04.07.2024.
- /GRS 23/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Simulation of QUENCH-03 and -15 Scenarios with the Code AC² modified for Cr-coated Claddings compared with ASTEC, 28th International QUENCH Workshop, Dezember 2023, verfügbar unter: Simulation of QUENCH-03 and -15 Scenarios with the Code AC² mo... (kit.edu), Zugriff: 29.01.2024.
- /GRS 24/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Programmpaket AC², online: Programmpaket AC² | GRS gGmbH, Zugriff: 12.07.2024.
- /GRS 24a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Stand von Wissenschaft und Technik neuartiger ATF-Konzepte, April 2024.

- /GRS 24b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: TESP-ROD: Brennstab-Code für Auslegungsstörfälle, online: [TESPA-ROD: Brennstab-Code für Auslegungsstörfälle | GRS gGmbH](#), Zugriff: 12.07.2024.
- /GUO 22/ Guo, J., Lai, H. et al.: Fission Gas Behavior and Relevant Phenomena in Different Nuclear Fuels: A Review of Models and Experiments, *frontiers in Energy Research*, Volume 10, März 2022, verfügbar unter: [Frontiers | Fission Gas Behaviors and Relevant Phenomena in Different Nuclear Fuels: A Review of Models and Experiments](#), Zugriff: 03.03.2025.
- /GUO 23/ Guo, W., Gao, Y.: Review on thermal conductivity of SiC_f/SiC composites for nuclear applications, *Processing and Applications of Ceramics* 17 [3] (2023) 203–213, Juli 2023, verfügbar unter: [\(PDF\) Review on thermal conductivity of SiC_f/SiC composites for nuclear applications](#), Zugriff: 27.12.2024.
- /HAL 21/ Hall, R. et al., ORNL: Extended-Enrichment Accident-Tolerant LWR Fuel Isotopic and Lattice Parameter Trends, ORNL/TM-2021/1961, verfügbar unter: [ORNL/TM-2021/1961 "Extended-Enrichment Accident-Tolerant LWR Fuel Isotopic and Lattice Parameter Trends" \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 10.10.2024.
- /HAL 22/ Halimi, A., Shirvan, K.: Investigation of Achievable Peak Rod Average Burnup with Full Core Fuel Performance for 4-Loop PWRs, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: *Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference*, 9.–13. Oktober 2022, S. 49 ff.
- /HAL 22a/ Hallman, L. et al.: Westinghouse Advanced Doped Pellet Technology (ADOPT™) Fuel for PWR Applications, Conference Paper, TopFuel 2022, in: *Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference*, Raleigh, Oktober 2022.
- /HAN 23/ Hanson, W.A. et al.: Post-irradiation examination of low burnup U₃Si₅ and UN-U₃Si₅ composite fuels, *Journal of Nuclear Materials*, Volume 578, Mai 2023, verfügbar unter: [Post-irradiation examination of low burnup U₃Si₅ and UN-U₃Si₅ composite fuels - ScienceDirect](#), Zugriff: 03.07.2024.

- /HEL 22/ Helmersson, B. et al.: Recent Examination of Hydride Orientation for Zircaloy-2 RXA Fuel Rods with Doped and Un-doped Pellets, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9.–13. Oktober 2022, S. 495 ff.
- /HMG 23/ His Majesty's Government: Mobilising Green Investment, 2023 Green Finance Strategy, März 2023, verfügbar unter: [Mobilising Green Investment - 2023 Green Finance Strategy \(publishing.service.gov.uk\)](https://publishing.service.gov.uk/government/publications/mobilising-green-investment-2023-green-finance-strategy), Zugriff: 27.03.2024.
- /HOL 22/ Hollands, T., Lovasz, L., Gabrielli, F., Carénini, L., Luxat, D. L., Philipps, J.: Status of Modeling of FeCrAl Claddings in Severe Accident Codes and Application on the Quench-19-Experiment. In: Gabrielli, F., Herranz, L. E., Paci, S. (Eds.): Proceedings of the 10th European Review Meeting on Severe Accidents Research (ERMSAR2022), Severe Accident Research Eleven Years after the Fukushima Accident. ERMSAR, Karlsruhe, Karlsruher Institut für Technologie (KIT), 2022.
- /HOL 24/ Hollands, T. et al.: Application of AC²/ATHLET-CD and ASTEC For ATF Experiments In The Frame Of Ongoing International Projects, Präsentation, 11th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR2024), KTH, Stockholm, Mai 2024, verfügbar unter: [Application of AC²/ATHLET-CD and astec for ATF experiments in ... \(kit.edu\)](https://www.kit.edu/~/media/Kit_Editorial/2024/07/04/Application_of_AC2_ATHLET-CD_and_astec_for_ATF_experiments_in_...), Zugriff: 04.07.2024.
- /HON 21/ Honnold, P. et al: High Level Gap Analysis for Accident Tolerant and Advanced Fuels for Storage and Transportation, Spent Fuel and Waste Disposition, Prepared for U.S. Department of Energy, SAND2021-4732, 15.04.2021, verfügbar unter: [1813674 \(osti.gov\)](https://www.osti.gov/servlets/handle/113674/56844), Zugriff: 11.07.2024.
- /HUM 17/ Humrickhouse, P.W., Merrill, B.J.: Status Report on Modifications to MELCOR for modeling of Accident Tolerant Fuel (ATF), INL/EXT-17-43162, August 2017, verfügbar unter: [Microsoft Word - INL EXT-17-43162](https://www.inl.gov/wp-content/uploads/2017/08/INL-EXT-17-43162.pdf), Zugriff: 06.11.2024.
- /HUN 23/ Hunt, J.: Spring Budget 2023 speech, 15.03.2023, online: [Spring Budget 2023 speech - GOV.UK \(www.gov.uk\)](https://www.gov.uk/government/speeches/spring-budget-2023-speech), Zugriff: 27.03.2024.

- /HUN 23a/ Hun, J.: Accident Tolerant Fuel, KNF-FUEL-07, Juni 2023, verfügbar unter: [eng-KNF-FUEL-2023-07.pdf \(knfc.co.kr\)](#), Zugriff: 10.10.2024.
- /HUS 24/ Hussey, D.F. et al.: Measurement of Chromium Dissolution Rates in PWR Chemistry Environments to Assess Radiological Risk and Accident Tolerant Fuel Coating Integrity, in: TopFuel 2024, Proceedings, Track 3 – Short- and long-term Advanced Technology Fuels (ATF), Oktober 2024, S. 195ff, verfügbar unter: [Conference Proceedings - ENS](#), Zugriff: 30.10.2024.
- /IAE 07/ International Atomic Energy Agency: Development of Radiation Resistant Reactor Core Structural Materials, verfügbar unter: [Development of Radiation Resistant Reactor Core Structural Materials \(iaea.org\)](#), Zugriff: 02.07.2024.
- /IAE 20/ International Atomic Energy Agency: Light Water Reactor Fuel Enrichment beyond the Five Per Cent Limit: Perspectives and Challenges, IAEA-TECDOC-1918, Wien, Juli 2020, verfügbar unter: [TE-1918_web.pdf \(iaea.org\)](#), Zugriff: 03.07.2024.
- /IAE 23/ International Atomic Energy Agency: Status of Knowledge for the Qualification and Licensing of Advanced Nuclear Fuels for Water Cooled Reactors, IAEA TECDOC Series, IAEA-TECDOC-2032, Wien, Dezember 2023, verfügbar unter: [Status of Knowledge for the Qualification and Licensing of Advanced Nuclear Fuels for Water Cooled Reactors | IAEA](#), Zugriff: 08.07.2024.
- /IAE 24/ International Atomic Energy Agency: Quality And Reliability Aspects In Nuclear Power Reactor Fuel Engineering, Guidance And Best Practices To Improve Nuclear Fuel Reliability And Performance In Water Cooled Reactors, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-G-2.1 (Rev. 1), Wien, 2024, verfügbar unter: [Quality and reliability aspects in nuclear power reactor fuel engineering : guidance \(iaea.org\)](#), Zugriff: 01.07.2024.
- /INL 17/ Idaho National Laboratory, Pastore, G. et al.: Modeling Benchmark for FeCrAl Cladding in the IAEA CRP ACTOF, FeCrAl-C35M Material Models and Benchmark Cases Specifications, INL/EXT-17-43695, verfügbar unter: [Sort_3710.pdf \(inl.gov\)](#), Zugriff: 02.07.2024.

- /INL 18/ Idaho National Laboratory, Parga, C. J.: M5 Alloy Specification for TREAT Conceptual Fuel Cladding Selection, INL-MIS—1850164-Revision-0, März 2018, verfügbar unter: [DOE/ID-Number \(inl.gov\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /INL 19/ Idaho National Laboratory, Parisi, C. et al.: Analysis of Accident Tolerant Fuel Using RELAP5-3D, IRUG Meeting, Idaho Falls, April 2019, verfügbar unter: [INL PARISI| IRUG2019 ATF RISA rev1](#), Zugriff: 29.01.2024.
- /INL 21/ Idaho National Laboratory, Zhang, H.: Risk-Informed ATF Analysis for Generic PWR & BWR, IRUG Users Seminar, September 2021, verfügbar unter: [PowerPoint Presentation \(inl.gov\)](#), Zugriff: 29.01.2024.
- /INL 23/ Idaho National Laboratory, King, P., Medema, H.: Advanced Fuels Campaign 2023 Accomplishments, INL/RPT-23-75335, 15.11.2023, verfügbar unter: [23-50676-R7b AFC 2023 Accomplishments \(Without TerraPower-with Links\).pdf \(inl.gov\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /INL 23a/ Idaho National Laboratory, Sweet, R. et al.: Compare Mechanistic Predictions for Doped UO₂ Mechanical Response and Other Properties with Empirical Models and Experimental Measurements, Technical Report, INL/RPT-23-75807, September 2023, verfügbar unter: [Sort_80309.pdf \(inl.gov\)](#), Zugriff: 26.06.2024.
- /INL 23b/ Idaho National Laboratory: Safety Analysis of FeCrAl Accident-Tolerant Fuels with Increased Enrichment and Extended Burnup for PWR, Light Water Reactor Sustainability Program, INL/RPT-23-74731, Revision 0, September 2023, verfügbar unter: [SafetyAnalysisFeCrAl Accident-TolerantFuels.pdf \(inl.gov\)](#), Zugriff: 07.05.2024.
- /INL 24/ Idaho National Laboratory: Advanced Fuels Campaign: Advanced Fuels Campaign Execution Plan, Revision 9, INL/EXT-10-18954, Juni 2024, verfügbar unter: [DOE/ID-Number \(inl.gov\)](#), Zugriff: 11.10.2024.

- /INL 24a/ Idaho National Laboratory: Safety Analysis of Chromium-Coated Accident-Tolerant Fuels with Increased Enrichment and Extended Burnup for PWRs, Light Water Reactor Sustainability Program, INL/RPT-24-77203, Revision 0, März 2024, verfügbar unter: [SafetyAnalysisChromium-Coated ATF.pdf \(inl.gov\)](#), Zugriff: 07.05.2024.
- /ISH 22/ Ishibashi, R. et al.: Estimation of Hydrogen Generation from Silicon-Carbide Fuel Cladding with Titanium Coating during Severe Accident, Conference Paper, TopFuel 2022, in: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Raleigh, Oktober 2022, S. 200 – 207.
- /JOL 17/ Jolkkonen, M., Malkki, P. et al.: Uranium nitride fuels in superheated steam, Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 54, Issue 5, Pages 513–519, Februar 2017, verfügbar unter: [Full article: Uranium nitride fuels in superheated steam](#), Zugriff: 30.12.2024.
- /JRC 21/ Joint Research Centre, European Commission: Technical assessment of nuclear energy with respect to the ‘do no significant harm’ criteria of Regulation (EU) 2020/852 (‘Taxonomy Regulation’), JRC Science for Policy Report, EUR 30777 EN, verfügbar unter: [JRC Publications Repository - Technical assessment of nuclear energy with respect to the ‘do no significant harm’ criteria of Regulation \(EU\) 2020/852 \(‘Taxonomy Regulation’\)](#) (europa.eu), Zugriff: 05.07.2024.
- /KAN 20/ Kane, K., Lee, S., Bell, S., Brown, N., Pint, B.: Burst behavior of nuclear grade FeCrAl and Zircaloy-2 fuel cladding under simulated cyclic dryout conditions. Journal of Nuclear Materials, 2020.
- /KAR 22/ Karoutas, Z., Metzger, K., Pitruzzella, E. et al.: Westinghouse EnCore® Accident Tolerant Fuel And High Energy Program, in: American Nuclear Society: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9. – 13. Oktober 2022, Raleigh (NC), S. 98 – 103.
- /KEG 21/ Kegler, P. et al.: Chromium Doped UO₂-Based Ceramics: Synthesis and Characterization of Model Materials for Modern Nuclear Fuels, Materials, 2021, 14, 6160, 17.10.2021, verfügbar unter: [Chromium Doped UO₂-Based Ceramics: Synthesis and Characterization of Model Materials for Modern Nuclear Fuels \(skb.com\)](#), Zugriff: 12.07.2024.

- /KEG 23/ Kegler, P. et al.: Accelerated dissolution of doped UO_2 -based model systems as analogues for modern spent nuclear fuel under repository conditions, MRS Advances, Volume 8, pages 255–260, 21.03.2023, verfügbar unter: [Accelerated dissolution of doped \$\text{UO}_2\$ -based model systems as analogues for modern spent nuclear fuel under repository conditions | MRS Advances \(springer.com\)](#), Zugriff: 12.07.2024.
- /KEP 18/ KEPCO Nuclear Fuel: Development of New Technology, online: [Development of New Technology<R&D<MAIN BUSINESS-KEPCO NF \(knfc.co.kr\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /KHA 23/ Khalifa, H.: GA-EMS ATF Update, Präsentation, in: Proceedings of Annual EPRI/DOE/INL Joint Combined Workshop on Accident Tolerant Fuel and Higher Burnup, April 2023, S. 37–46, verfügbar unter: [Program 41.02.01: Fuel Reliability Program | Product Abstract \(epri.com\)](#), Zugriff: 08.07.2024.
- /KHL 23/ Khlifa, R. H., Nikitenkov, N. N.: Neutronic Performance Analysis of Inner-Side Chromium Coatings for Accident Tolerant Fuel, Nuclear Technology, 209(9), 1268-1281, verfügbar unter: [Full article: Neutronic Performance Analysis of Inner-Side Chromium Coatings for Accident Tolerant Fuel \(tandfonline.com\)](#), Zugriff: 03.04.2024.
- /KIM 14/ Kim, H.-G., Park, J.-Y., Jeong, Y. H. et al.: In-pile performance of HANA cladding tested in Halden reactor, Nuclear Engineering and Technology 46(3):423-430, Juni 2014, verfügbar unter: [\(PDF\) In-pile performance of HANA cladding tested in Halden reactor \(researchgate.net\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /KIM 18/ Kim, D.-H., Kim, H., Shin, C et al.: Development of deformation model for simulation of mechanical behaviors of coated cladding, Journal of Nuclear Science and Technology 2018, Vol. 55, No. 10, 1-10, verfügbar unter: [Development of deformation model for simulation of mechanical behaviors of coated-cladding | Request PDF \(researchgate.net\)](#), Zugriff: 26.01.2024.

- /KIM 19/ Kim, D.-H., Kim, H., Shin, C. et al.: Development of FRACAS-CT module with FRAPCON4.0P01 for simulation of mechanical behaviors for accident-tolerant fuel cladding in a reactor, Journal of Nuclear Science and Technology 2019, Vol. 56, No. 8, 671-683, verfügbar unter: [Development of FRACAS-CT module with FRAPCON4.0P01 for simulation of mechanical behaviors for accident-tolerant fuel cladding in a reactor](#) (tandfonline.com), Zugriff: 26.01.2024.
- /KIM 21/ KIM, C., Tang, C., Grosse, M., Steinbrück, M.: Oxidation Kinetics of Nuclear Grade FeCrAl Alloys in Steam in the Temperature Range 600-1500°C. In: TopFuel Conference (Ed.): Proceedings of TOPFUEL Conference 2021. TOPFUEL 2021, Santander, Spain, 24 - 28 October 2021, 2021.
- /KIM 23/ Kim, D., Lee, Y.: Diffusion of chromium of Cr-coated Zircaloy accident tolerant fuel cladding: Model development and experimental validation, Surface and Coatings Technology, Vol. 468, September 2023, verfügbar unter: [Diffusion of chromium of Cr-coated Zircaloy accident tolerant fuel cladding: Model development and experimental validation - ScienceDirect](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /KIM 23a/ Kim, D. et al.: Eutectic reaction and oxidation behavior of Cr-coated Zircaloy-4 accident-tolerant fuel cladding under various heating rates, Journal of Nuclear Materials, Volume 583, September 2023, verfügbar unter: [Eutectic reaction and oxidation behavior of Cr-coated Zircaloy-4 accident-tolerant fuel cladding under various heating rates - ScienceDirect](#), Zugriff: 17.12.2024.
- /KIS 15/ Kishimoto, H., Kohyama, A.: SiC/SiC fuel cladding R&D Project “SCARLET”: Status and future plan, 2015, verfügbar unter: [Structural Materials for Innovative Nuclear Systems \(SMINS-3\) \(iaea.org\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /KIT 24/ Karlsruhe Institut für Technologie: QUENCH Program at KIT, online: [KIT - QUENCH - Startseite](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /KIT 24a/ Karlsruhe Institut für Technologie: QUENCH Workshops, online: [KIT - QUENCH - QUENCH Workshops](#), Zugriff: 04.07.2024.

- /KLE 23/ Klein-Heßling, W., Arndt, S., Weber, G.: COCOSYS Models and Methods, Extract of COCOSYS V1.2 Programme Reference Manual. Eds.: Reinke, N., Spengler, C., Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, 2023.
- /KOY 17/ Koyanagi, T. et al.: SiC/SiC Cladding Materials Properties Handbook, Nuclear Technology Research and Development, Prepared for U.S. Department of Energy, ORNL/SPR-2017/385, August 2017, verfügbar unter: [DOE/ID-Number \(ornl.gov\)](https://www.ornl.gov/), Zugriff: 10.07.2024.
- /KOY 21/ Koyanagi, T., Wang, H. et al.: Thermal diffusivity and thermal conductivity of SiC composite tubes: the effects of microstructure and irradiation, Journal of Nuclear Materials, Volume 557, Dezember 2021, verfügbar unter: [Thermal diffusivity and thermal conductivity of SiC composite tubes: the effects of microstructure and irradiation - ScienceDirect](https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022314X21005000), Zugriff: 02.01.2025.
- /KPM 22/ KPMG: EU-Taxonomie: Das bedeutet die Aufnahme von Atomkraft und Gas, 08.04.2022, online: [EU-Taxonomie: Das bedeutet die Aufnahme von Atomkraft und Gas | KPMG Financial Services Hub](https://www.kpmg.com/atl-de/issues-and-views/2022/04/eu-taxonomie-das-bedeutet-die-aufnahme-von-atomkraft-und-gas.html), Zugriff: 05.07.2024.
- /KRE 08/ Kretzschmar, F., Fluhrer, B.: Behavior of the Melt Pool in the Lower Plenum of the Reactor Pressure Vessel - Review of Experimental Behavior of the Melt Pool in the Lower Plenum of the Reactor Pressure Vessel - Review of Experimental Programs and Background of the LIVE Program of the LIVE Program. Ed.: Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), KIT Karlsruhe, 7382. ed., 2008.
- /KRI 80/ Krishan, R., Asundi, M. K.: Zirconium alloys in nuclear technology, Proc. Indian Acad. Sci., Vol. 4, Pt. 1, pp. 41–56, verfügbar unter: [Zirconium alloys in nuclear technology \(ias.ac.in\)](https://ias.ac.in/publications/proc/indian-acad-sci/4/1/41-56), Zugriff: 16.05.2024.
- /LAM 23/ Lambrinou, K. et al: H2020 IL TROVATORE & Horizon SCORPION ATF Programs, Präsentation, in: Proceedings of Annual EPRI/DOE/INL Joint Combined Workshop on Accident Tolerant Fuel and Higher Burnup, April 2023, S. 146–160, verfügbar unter: [Program 41.02.01: Fuel Reliability Program | Product Abstract \(epri.com\)](https://www.epri.com/Products/Abstracts/Program-41.02.01-Fuel-Reliability-Program), Zugriff: 08.07.2024.

- /LEI 23/ Lei, X. et al.: Experimental Study on Pool Boiling Heat Transfer Characteristics of SiC Cladding Under Atmospheric Pressure, Conference Paper, In: Liu, J., Jiao, Y. (Hrsg.): Proceedings of the 2023 Water Reactor Fuel Performance Meeting, WRFPM2023, 17.–21. Juli, Xi'an, China, Springer Proceedings in Physics 299, 2023, S. 29 ff.
- /LIG 24/ Lightbridge: Lightbridge Achieves Critical Fabrication Development Milestone by Demonstrating the Extrusion Process for Uranium-Zirconium Samples, Pressemeldung, 18.03.2024, online: [Lightbridge Achieves Critical Fabrication Development Milestone by Demonstrating the Extrusion Process for Uranium-Zirconium Samples :: Lightbridge Corporation \(LTBR\) \(ltbridge.com\)](#), Zugriff: 28.03.2024.
- /LIM 23/ Lim, K.-Y.: Korea ATF R&D Program Update, Präsentation, in: Proceedings of Annual EPRI/DOE/INL Joint Combined Workshop on Accident Tolerant Fuel and Higher Burnup, April 2023, S. 90–97, verfügbar unter: [Program 41.02.01: Fuel Reliability Program | Product Abstract \(epri.com\)](#), Zugriff: 08.07.2024.
- /LIY 24/ Li, Y. et al.: Developments, challenges and prospects in thermal-hydraulic research on accident tolerant fuel, Heliyon, Volume 10, Issue 19, 15.10.2024, verfügbar unter: [Developments, challenges and prospects in thermal-hydraulic research on accident tolerant fuel - ScienceDirect](#), Zugriff: 16.12.2024.
- /LON 18/ Long, Y., Kersting, P. J., Linsuain, O. et al.: Fuel Performance Analysis fo EnCore® Fuel, Conference Paper TopFuel 2018, verfügbar unter: [TopFuel2018-A0156-fullpaper.pdf \(euronuclear.org\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /LOR 95/ Lorenz, R. A., Osborne, M. F.: A Summary of ORNL Fission Product Release Tests With Recommended Release Rates and Diffusion Coefficients. Ed.: Oak Ridge National Laboratory (ORNL), NUREG/CR-, No. 6261, DOI 10.2172/96915, 1995.
- /LOV 22/ Lovasz, L., Tiborcz, L., Pandazis, P., D'Alessandro, C., Périn, Y., Hollands, T., Wong, K. W., Wielenberg, A.: Further development of the module ATHLET-CD of the code package AC², Draft. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-Bericht, GRS-670, ISBN 978-3-949088-61-2, 2022.

- /LOV 23/ Lovasz, L., Austregesilo, H., Bals, C., D'Alessandro, C., Hollands, T., Lu, C., Pandazis, P., Tiborcz, L., Weber, S.: ATHLET-CD 3.4 Models and Methods. GRS-P-4/Vol. 2 Rev. 0, November 2023.
- /LOV 23a/ Lovasz, L., Austregesilo, H., Bals, C., Hollands, T., Köllein, C., Lu, C., Luther, W., Pandazis, P., Schubert, J.-D., Tiborcz, L., Weber, S., Wielenberg, A.: ATHLET-CD 3.4 User's Manual. GRS-P-4/Vol. 1 Rev. 9, November 2023.
- /MAZ 21/ Ma, Z., Shirvan, K. et al.: Numerical investigation of ballooning and burst for chromium coated zircaloy cladding, Nuclear Engineering and Design, Volume 383, November 2021, verfügbar unter: [Numerical investigation of ballooning and burst for chromium coated zircaloy cladding - ScienceDirect](#), Zugriff: 08.01.2025.
- /MER 13/ Merrill, B.J., Bragg-Sitton, S.M.: SiC Modifications to MELCOR for Severe Accident Analysis Applications, Idaho National Laboratory, September 2013, verfügbar unter: [INL CON-13-29076 Paper 8...ton \(Top Fuel 2013\).pdf](#), Zugriff: 10.07.2024.
- /MER 17/ Merrill, B.J., Bragg-Sitton, S.M., Humrickhouse, P.W.: Modification of MELCOR for severe accident analysis of candidate accident tolerant cladding materials, Nuclear Engineering and Design 315 (2017) 170 – 178, April 2017, verfügbar unter: [1414379](#), Zugriff: 06.11.2024.
- /MUR 24/ Murphy, G.L. et al.: The lattice contraction of UO₂ from Cr doping as determined via high resolution synchrotron X-ray powder diffraction, Journal of Nuclear Materials, Volume 595, Juli 2024, verfügbar unter: [The lattice contraction of UO₂ from Cr doping as determined via high resolution synchrotron X-ray powder diffraction - ScienceDirect](#), Zugriff: 12.07.2024.
- /NAK 22/ Nakao, Y. et al.: PCMI Analyses of SiC Cladded Fuel During BWR LOCA With FEMAXI-ATF, Conference Paper, TopFuel 2022, in: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Raleigh, Oktober 2022, S. 334–342.

- /NEA 15/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Ability of Current Advanced Codes to Predict In-Vessel Core Melt Progression and Degraded Core Coolability - Benchmark Exercise on the Three Mile Island-2 Plant - Final Report. NEA/CSNI/R(2015)3, 327 p., June 2015.
- /NEA 18/ Organisation for Economic Co-Operation and Development, Nuclear Energy Agency: State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels, NEA No. 7317, 2018, verfügbar unter: State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels (oecd-nea.org), Zugriff: 08.07.2024.
- /NEA 22/ Organisation for Economic Co-Operation and Development, Nuclear Energy Agency: CSNI Technical Opinion Paper No. 19, Applicability of Nuclear Fuel Safety Criteria to Accident-tolerant Fuel Designs, NEA No. 7576, 2022, verfügbar unter: CSNI Technical Opinion Paper No. 19: Applicability of Nuclear Fuel Safety Criteria to Accident-tolerant Fuel Designs (oecd-nea.org), Zugriff: 08.07.2024.
- /NEA 23/ Organisation for Economic Co-Operation and Development, Nuclear Energy Agency: NEA present and future research activities for advanced fuels technologies, Präsentation, Regulatory Information Conference, März 2023, verfügbar unter: RIC 2023: T2 New Fuels Licensing Readiness External RIC Presentations NEA (nrc.gov), Zugriff: 17.05.2024.
- /NEA 24/ NEAMS: NEAMS Industry Councils: Light Water Reactor Industry Council, online: Industry - Nuclear Energy Advanced Modeling and Simulation (inl.gov), Zugriff: 26.06.2024.
- /NEA 24a/ Nuclear Energy Agency: Status Report on Fuel Safety Implications of Extended Enrichment and High Reactivity/High Suppression Core Designs, A Report from the Working Group on Fuel Safety (WGFS), NEA/CSNI/R(2023)4, 29.07.2024, verfügbar unter: pdf, Zugriff: 19.12.2024.
- /NEI 18/ Nuclear Engineering International: Fuel of the future, Testing the limits of accident tolerance, September 2018, verfügbar unter: 001westinghouse-nei0918_reprint.indd (westinghousenuclear.com), Zugriff: 05.04.2024.

- /NEI 19/ Nuclear Energy Institute: The Economic Benefits and Challenges with Utilizing Increased Enrichment and Fuel Burnup for Light-Water Reactors, Februar 2019, verfügbar unter: [*NEI-White-Paper-The-Economic-Benefits-and-Challenges-with-Utilizing-Increased-Enrichment-and-Fuel-Burnup-for-LWR.pdf](#), Zugriff: 03.07.2024.
- /NEI 19a/ Nuclear Energy Institute, Holtzman, B.: Fuel Burnup and Enrichment Appendix, NRC Project Plan, Präsentation, 12.09.2019, verfügbar unter: [main.jsp \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 24.06.2024.
- /NEI 22/ Nuclear Engineering International: VNIINM continues development of uranium-silicide fuel, 09.02.2022, online: [VNIINM continues development of uranium-silicide fuel - Nuclear Engineering International \(neimagazine.com\)](#), Zugriff: 17.04.2024.
- /NEI 22a/ Nuclear Energy Institute, Csontos, A.: The Drive to Deploy Accident Tolerant Fuels, Präsentation, 14.06.2022, verfügbar unter: [PowerPoint Presentation \(iaea.org\)](#), Zugriff: 10.10.2024.
- /NEL 17/ Nelson, A.T. et al.: U_3Si_2 Behavior in H₂O Environments: Part II, Pressurized Water with Controlled Redox Chemistry, Journal of Nuclear Materials, Elsevier, 07.12.2017, verfügbar unter: [U₃Si₂ behavior in H₂O environments: Part II, pressurized water with controlled redox chemistry \(sciencedirectassets.com\)](#), Zugriff: 25.04.2024.
- /NIM 22/ Nimishakavi, K., Schweitzer, E. W., Buchanan, K.: Framatome's Evolutionary E-ATF Solution: Feedback from the irradiation programs on PROtect Cr-coated M5Framatome Cladding, in: American Nuclear Society: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Oktober 2022, Raleigh (NC), S. 118 – 125.
- /NIS 23/ Nishimura, T. et al.: Development of Accident Tolerant SiC/SiC Cladding and Channel Box in Toshiba, Präsentation, in: Proceedings of Annual EPRI/DOE/INL Joint Combined Workshop on Accident Tolerant Fuel and Higher Burnup, April 2023, S. 57–63, verfügbar unter: [Program 41.02.01: Fuel Reliability Program | Product Abstract \(epri.com\)](#), Zugriff: 08.07.2024.

- /NNL 20/ National Nuclear Laboratory: Provision of Information on Chromium Doped Fuel for Use in Light Water Reactors, NNL 15231, Issue 1, verfügbar unter: ONR-RRR-068 - Provision of Information on Chromium Doped Fuel for Use in Light Water Reactors - Issue 1, Zugriff: 04.07.2024.
- /NNL 21/ National Nuclear Laboratory, Department for Business, Energy and Industrial Strategy: Advanced Fuel Cycle Programme, Fuelling Net Zero: Advanced Nuclear Fuel Cycle Roadmaps for a Clean Energy Future, Juli 2021, verfügbar unter: AFCP-Advanced-Nuclear-Roadmaps.pdf (nnl.co.uk), Zugriff: 04.04.2024.
- /NNL 22/ National Nuclear Laboratory: Advanced Fuel Cycle Programme, Accident Tolerant Fuel Posters, 2022, verfügbar unter: PowerPoint Presentation (nnl.co.uk), Zugriff: 04.04.2024.
- /NNL 24/ National Nuclear Laboratory: Advanced Fuel Cycle Programme, Our Partners, online: Our Partners – AFCP – Advanced Fuel Cycle Programme (nnl.co.uk), Zugriff: 17.05.2024.
- /NRC 11/ Nuclear Regulatory Commission: Staff Guidance Regarding The Nuclear Criticality Safety Analysis For Spent Fuel Pools, DSS-ISG-2010-01, Revision 0, ML110620086, verfügbar unter: Final Division of Safety Systems Interim Staff Guidance DSS-ISG-2010-01, Revision 0. (nrc.gov), Zugriff: 03.07.2024.
- /NRC 18/ Nuclear Regulatory Commission: Final Safety Evaluation by the Office of Nuclear Reactor Regulation, Topical Report ANP-10340P, Revision 0, "Incorporation of Chromia-Doped Fuel Properties in AREVA Approved Methods", Project No. 99902041, verfügbar unter: Final Safety Evaluation for Topical Report ANP-10340P, Revision 0, "Incorporation of Chromia-Doped Fuel Properties in AREVA Approved Methods" (Non-Proprietary Version). (nrc.gov), Zugriff: 28.06.2024.
- /NRC 20/ Nuclear Regulatory Commission: Safety Evaluation Report, Docket No. 71-9228, Model No. 2000, Certificate of Compliance No. 9228, Revision No. 28, ML20108F571, 23.04.2020, verfügbar unter: Certificate of Compliance No. 9228, Revision No. 28, for the Model No. 2000 Package Safety Evaluation Report (nrc.gov), Zugriff: 02.07.2024.

- /NRC 21/ Nuclear Regulatory Commission: Rulemaking Plan on Use of Increased Enrichment of Conventional and Accident Tolerant Fuel Designs for Light Water Reactors, SECY-21-0109, Dezember 2021, verfügbar unter: [SECY-21-0109 Rulemaking Plan on use of Increased Enrichment of Conventional and Accident Tolerant Fuel Designs for Light Water Reactors \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 24.05.2024.
- /NRC 21a/ Nuclear Regulatory Commission: Staff Requirements – SECY-21-0109 – Rulemaking Plan on Use of Increased Enrichment of Conventional and Accident Tolerant Fuel Designs for Light Water Reactors, März 2022, verfügbar unter: [SRM-SECY-21-0109: Rulemaking Plan on use of Increased Enrichment of Conventional and Accident Tolerant Fuel Designs for Light Water Reactors \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 24.05.2024.
- /NRC 21b/ Nuclear Regulatory Commission: Project Plan to Prepare the U.S. Nuclear Regulatory Commission for Efficient and Effective Licensing of Accident Tolerant Fuels, Version 1.2, September 2021, verfügbar unter: [Accident Tolerant Fuel Project Plan | NRC.gov](#), Zugriff: 05.04.2024.
- /NRC 21c/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, Units 1 and 2 – Issuance of Amendment Nos. 339 and 317 Regarding Accident Tolerant Fuel Lead Test Assemblies (EPID L-2019-LLA-0282), 26.01.2021, verfügbar unter: [Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, Units 1 and 2 - Issuance of Amendment Nos. 339 and 317 Regarding Accident Tolerant Fuel Lead Test Assemblies \(EPID L-2019-LLA-0282\) - \(Non-Proprietary\) \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 10.10.2024.
- /NRC 21d/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Review of Accident Tolerant Fuel Concepts with Implications to Severe Accident Progression and Radiological Releases, NUREG/CR-7282, ERI/NRC 21-203, Juli 2021, verfügbar unter: [Review Of Accident Tolerant Fuel Concepts With Implications To Severe Accident Progression And Radiological Releases \(NUREG/CR-7282, ERI/NRC 21-203\) | NRC.gov](#), Zugriff: 08.07.2024.
- /NRC 23/ Nuclear Regulatory Commission: Accident Tolerant Fuel Regulatory Activity, 01.09.2023, online: [Accident Tolerant Fuel | NRC.gov](#), Zugriff: 01.07.2024.

- /NRC 23a/ Nuclear Regulatory Commission: Licensing Actions for Accident Tolerant Fuels, 13.06.2024, online: [Licensing Actions For Accident Tolerant Fuels | NRC.gov](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /NRC 23b/ Nuclear Regulatory Commission: Docket Nos. 50-424, and 50-425, Southern Nuclear Operating Company, Vogtle Electric Generating Plant, Units 1 and 2, Exemption, August 2023, verfügbar unter: [Vogtle Electric Generating Plant, Units 1 and 2 - Exemption from the Requirements of 10 CFR Part 50, Section 68, "Criticality Accident Requirements" \(EPID L-2022-LLE-0022\)- Exemption \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 25.06.2024.
- /NRC 24/ Nuclear Regulatory Commission: Longer Term Accident Tolerant Fuel Technologies, 13.06.2024, online: [Longer Term Accident Tolerant Fuel Technologies | NRC.gov](#), Zugriff: 03.07.2024.
- /NRC 24a/ Nuclear Regulatory Commission: Accident Tolerant Fuel Roadmap to Readiness, 30.01.2024, online: [Accident Tolerant Fuel Roadmap To Readiness | NRC.gov](#), Zugriff: 05.04.2024.
- /NRC 24b/ Nuclear Regulatory Commission: Lead Test Assemblies, 13.06.2024, online: [Lead Test Assemblies | NRC.gov](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /NRC 24c/ Nuclear Regulatory Commission: Doped Pellets, 13.06.2024, online: [Doped Pellets | NRC.gov](#), Zugriff: 27.06.2024.
- /NUC 21/ Nucnet: Russia / Tvel Completes Second Round Of Accident-Tolerant Fuel Testing, 04.03.2021, online: [Russia / Tvel Completes Second Round Of Accident-Tolerant Fuel Testing : NucNet | The Independent Nuclear News Agency](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /NUC 23/ Nucleareurope, Desbazeille, Y.: Taxonomy: What Do The Technical Screening Criteria Mean For Nuclear – And How To Comply With Them?, Präsentation, 2023, verfügbar unter: [PowerPoint Presentation \(iaea.org\)](#), Zugriff: 02.04.2024.
- /NUC 24/ Nuclear Power: Uranium Silicide Fuel, online: [Uranium Silicide Fuel | nuclear-power.com](#), Zugriff: 17.04.2024.

- /OHJ 17/ Oh, J. S. et al.: Fabrication and Out-of-pile Test of Large grain UO₂ pellets, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Mai 2017, verfügbar unter: [Simulation of a High Speed Counting System for SiC Neutron Sensors \(kns.org\)](#), Zugriff: 11.10.2024.
- /OKA 24/ Okada, Y. et al.: Development of Chromium Coated Cladding in Japan for the Commercial PWR, in: TopFuel 2024, Proceedings, Track 3 – Short- and long-term Advanced Technology Fuels (ATF), Oktober 2024, S. 310ff, verfügbar unter: [Conference Proceedings - ENS](#), Zugriff: 30.10.2024.
- /OLS 22/ Olson, L. et al.: Accident Tolerant and High Burnup Hotcell PIE at ORNL, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9.–13. Oktober 2022, S. 156 ff.
- /ORN 17/ Oak Ridge National Laboratory, Field, K.G. et al.: Handbook of the Material Properties of FeCrAl Alloys for Nuclear Power Production Applications, Revision 1, Nuclear Technology Research and Development, ORNL/TM-2017/186, August 2017, verfügbar unter: [*Microsoft Word - FeCrAl Handbook 20170731R0p1.docx](#), Zugriff: 28.02.2025.
- /ORN 18/ Oak Ridge National Laboratory, Koyanagi, T. et al.: Handbook of LWR SiC/SiC Cladding Properties – Revision 1, Nuclear Technology Research and Development, ORNL/TM-2018/912, August 2018, verfügbar unter: [DOE/ID-Number \(archive.org\)](#), Zugriff: 30.04.2024.
- /ORN 21/ Oak Ridge National Laboratory: Fuel Performance Analysis of Chromium-Coated Cladding under Burst Conditions, ORNL/SPR-2021/2284, September 2021, verfügbar unter: [AFC MF FGR \(ornl.gov\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /OSA 23/ Osaka, M.: R&D activities for LWR-system safety in JAEA, Präsentation, 6th Symposium on U.S.-Japan Nuclear Energy Research Cooperation, 24.02.2023, Washington DC, verfügbar unter: [スライド 1 \(jaea.go.jp\)](#), Zugriff: 03.04.2024.

- /PAL 19/ Palancher, H. et al.: Advances in the RetD at CEA on ATF claddings, Präsentation, 7th EPRI/INL/DOE Joint Workshop on Accident Tolerant Fuel, Fort-Worth, Februar 2018, verfügbar unter: Advances in the RetD at CEA on ATF claddings (hal.science), Zugriff: 12.07.2024.
- /PAR 06/ Park, J.-Y., Choi, B.-K., Yoo, S.-J. et al.: Effect of oxide structure on the corrosion behavior of HANA-6 alloys, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Chuncheon, Mai 2006, verfügbar unter: (Microsoft Word - 251\271\332\301\244\277\353) (kns.org), Zugriff: 26.01.2024.
- /PAR 23/ Park, K., Park, T., Zee, S.-K.: Preliminary Assessment of La₂O₃-Al₂O₃-SiO₂ Doped ATF and Evaluation of Cycle Length Compensation by Enrichment Adjustment, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Mai 2023, verfügbar unter: Microsoft Word - (KNS2023s)ATF_230315.doc, Zugriff: 10.10.2024.
- /PAS 18/ Pastore, G. et al: Modeling of Cr₂O₃-doped UO₂ as a Near-term Accident Tolerant Fuel for LWRs using the BISON Code, INL/JOU-18-44500-Revision-0, Idaho National Laboratory, Juli 2018, verfügbar unter: Sort_4487.pdf (inl.gov), Zugriff: 21.06.2024.
- /PNN 19/ Pacific Northwest National Laboratory: Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts, Chromium Coated Zirconium Alloy Cladding, PNNL-28437, Juni 2019, verfügbar unter: Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts: Chromium Coated Zirconium Alloy Cladding (nrc.gov), Zugriff: 02.07.2024.
- /PNN 20/ Pacific Northwest National Laboratory: Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts, FeCrAl Alloy Cladding, PNNL-30445, September 2020, verfügbar unter: Report: Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts, FeCrAl Alloy Cladding, Zugriff: 08.01.2025.

- /PNN 20a/ Pacific Northwest National Laboratory: Spent Fuel Storage and Transportation of Accident Tolerant Fuel Concepts, Cr-Coated Zirconium Alloy and FeCrAl Cladding, PNNL-30451, September 2020, verfügbar unter: [Spent Fuel Storage and Transportation of Accident Tolerant Fuel Concepts; Cr-Coated Zirconium Alloy and FeCrAl Cladding \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /POW 18/ Power, Patel, S.: How General Atomics Developed Its Revolutionary Nuclear Fuel Solution, 01.06.2018, online: [How General Atomics Developed Its Revolutionary Nuclear Fuel Solution \(powermag.com\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /POW 21/ Power Magazine: Framatome, US Department of Energy secure \$ 150 million cooperative agreement to advance accident tolerant fuel, 16.12.2021, online: [Framatome, US Department of Energy secure \\$150 million cooperative agreement to advance accident tolerant fuel \(powermag.com\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /POW 23/ Power, Proctor, D.: Framatome's Accident-Tolerant Fuel Completes First Cycle at U.S. Nuclear Plant, 26.07.2023, online: [Framatome's Accident-Tolerant Fuel Completes First Cycle at U.S. Nuclear Plant \(powermag.com\)](#), Zugriff: 04.07.2024.
- /PSI 24/ Paul Scherrer Institut: Project Nuclear Fuels, online: [Nuclear Fuels | LNM | Paul Scherrer Institut \(PSI\)](#), Zugriff: 17.05.2024.
- /QIF 20/ Qi, F., Liu, Z., Li, Q. et al.: Pellet-cladding mechanical interaction analysis of Cr-coated Zircaloy cladding, Nuclear Engineering and Design, Vol. 367, Oktober 2020, verfügbar unter: [Pellet-cladding mechanical interaction analysis of Cr-coated Zircaloy cladding - ScienceDirect](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /QIY 22/ Qi, Y. et al: Implementation of Chromia-Doped Fuel in FRAMATOME PWR Codes and Methods, Conference Paper, TopFuel 2022, in: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Raleigh, Oktober 2022.

- /REB 23/ Rebak, R.B.: Improved and Innovative Accident-Tolerant Nuclear Fuel Materials Considered for Retrofitting Light Water Reactors – A Review, Review, corrosion and materials degradation, MDPI, 2023, 4, 466-487, August 2023, verfügbar unter: [CMD | Free Full-Text | Improved and Innovative Accident-Tolerant Nuclear Fuel Materials Considered for Retrofitting Light Water Reactors—A Review \(mdpi.com\)](#), Zugriff: 30.12.2024.
- /RES 24/ Responsible investor, Azizuddin, K.: UK MPs slam government delays to taxonomy, transition plan disclosures, 23.02.2024, online: [UK MPs slam government delays to taxonomy, transition plan disclosures \(responsible-investor.com\)](#), Zugriff: 27.03.2024.
- /REU 17/ Reuters: General Atomics to partner with Westinghouse Electric, 14.07.2017, online: [General Atomics to partner with Westinghouse Electric | Reuters](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /REV 23/ Revista Nuclear España, Ortego Resa, P., Muñoz-Reja, C.: Combustible Tolerante Al Accidente Según La Taxonomía Verde De La UE, 20.05.2023, verfügbar unter: [Combustible tolerante al accidente según la taxonomía verde de la UE - Revista Nuclear España](#), Zugriff: 02.04.2024.
- /ROD 24/ Rodríguez-Villagra, N. et al.: Production and characterization of Cr-doped UO₂ as an ATF surrogate by dry powder method, IONMAT project, Subtask 2.1, 12.04.2024, verfügbar unter: [INFORME \(ciemat.es\)](#), Zugriff: 12.07.2024.
- /ROS 21/ Rosatom: ROSATOM starts ATF operation in a commercial reactor, 20.09.2021, online: [Rosatom State Atomic Energy Corporation ROSATOM global leader in nuclear technologies nuclear energy](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /ROS 23/ Rosatom: Nuclear Fuel: So New, So Different, Januar 2023, online: [Nuclear Fuel: So New, So Different \(rosatomnewsletter.com\)](#), Zugriff: 03.04.2024.

- /ROS 23a/ Rosenergoatom: The second cycle of operation of “tolerant” nuclear fuel ATF of a new generation of safety began at power unit No. 2 of the Rostov NPP, Pressemeldung, 16.03.2023, online: rosenergoatom.ru/en/journalists/news/43180/, Zugriff: 03.04.2024.
- /ROU 24/ Roubille, T. et al.: Study of Chromium Doped UO₂ as Advanced Technology Fuels by Means of a New Variable-Charge Interatomic Potential, in: TopFuel 2024, Proceedings, Track 3 – Short- and long-term Advanced Technology Fuels (ATF), Oktober 2024, S. 268ff, verfügbar unter: [Conference Proceedings - ENS](#), Zugriff: 30.10.2024.
- /RUB 23/ Ruhr Universität Bochum, Plant Simulation and Safety: Projekte, online: [AG PSS - Projekte \(ruhr-uni-bochum.de\)](https://www.ruhr-uni-bochum.de/ag-pss-projekte), Zugriff: 17.05.2024.
- /SAJ 17/ Sajdova, A.: Accident-Tolerant Uranium Nitride, Thesis for the Degree of Licentiate of Engineering, Nuclear Chemistry, Department of Chemistry and Chemical Engineering, Chalmers University of Technology, Göteborg, 2017, verfügbar unter: [249273.pdf](#), Zugriff: 07.01.2025.
- /SAK 21/ Sakamoto, K., Miura, Y. et al.: Development of Accident Tolerant FeCrAl-ODS Fuel Cladding for BWRs in Japan, Journal of Nuclear Materials, Volume 557, Dezember 2021, verfügbar unter: [Development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel cladding for BWRs in Japan - ScienceDirect](#), Zugriff: 28.02.2025.
- /SAK 22/ Sakamoto, K. et al.: Practical Development of Accident Tolerant FeCrAl-ODS Fuel Claddings for BWRs in Japan, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9.–13. Oktober 2022, S. 161 ff.
- /SAK 23/ Sakamoto, K. et al.: Practical Development of Accident Tolerant FeCrAl-Ods Fuel Cladding for BWRs in Japan, Conference Paper, In: Liu, J., Jiao, Y. (Hrsg.): Proceedings of the 2023 Water Reactor Fuel Performance Meeting, WRFPM2023, 17.–21. Juli, Xi’an, China, Springer Proceedings in Physics 299, 2023, S. 20 ff.

- /SAK 24/ Sakamoto, K. et al: Practical Development of Accident Tolerant FeCrAl-ODS Fuel Claddings for BWRs in Japan, in: TopFuel 2024, Proceedings, Track 3 – Short- and long-term Advanced Technology Fuels (ATF), Oktober 2024, S. 63ff, verfügbar unter: [Conference Proceedings - ENS](#), Zugriff: 30.10.2024.
- /SCH 23/ Schöffel, P. J., Di Nora, V. A., Eckert, D., Junk, M., Cron, D. von der, Weyermann, F., Wielenberg, A.: ATHLET 3.4.0 Models and Methods. GRS-P-1/Vol. 4, November 2023.
- /SEO 14/ Seo, G.H., Jeun, G., Kim, S.J.: Pool Boiling Behavior and Critical Heat Flux on Zircaloy and SiC Claddings in Deionized Water under Atmospheric Pressure, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Jeju, Mai 2014, verfügbar unter: [Simulation of a High Speed Counting System for SiC Neutron Sensors](#), Zugriff: 27.02.2025.
- /SIA 23/ Structural Integrity Associates Inc.: Advanced Fuel Modeling Development Status, 16.08.2023, online: [News & Views, Volume 53 | PEGASUSTM Nuclear Fuel Code - Structural Integrity Associates \(structint.com\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /SIN 22/ Singh, G. et al.: Assessing New Accident Tolerant Fuel and Cladding Models in the Fuel Performance Code Bison, Conference Paper, Top-Fuel 2022, in: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Raleigh, Oktober 2022, S. 316 – 318.
- /SJÖ 23/ Sjöland, A. et al.: Spent nuclear fuel management, characterisation, and dissolution behaviour: progress and achievement from SFC and DisCo, EPJ Nuclear Science Technology 9, 13, 21.02.2023, verfügbar unter: [Spent nuclear fuel management, characterisation, and dissolution behaviour: progress and achievement from SFC and DisCo | EPJ N - Nuclear Sciences & Technologies \(epj-n.org\)](#), Zugriff: 12.07.2024.
- /SMI 19/ Smirnov, V.: Strategy for development of nuclear fuel for NPP with VVER, Präsentation, Traditional International Nuclear Conference, Varna, Juni 2019, verfügbar unter: [Презентация PowerPoint \(bulatom-bg.org\)](#), Zugriff: 10.07.2024.

- /STE 22/ Steinbrück, M. et al.: Limiting degradation mechanisms for high-temperature oxidation resistance of promising ATF cladding solutions, Conference Paper, TopFuel 2022, in: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Raleigh, Oktober 2022, S. 251 – 260.
- /STE 22a/ Steinbrueck, M. et al.: Oxidation of silicon carbide composites for nuclear applications at very high temperatures in steam, Coatings 2022, 12(7):875, Juni 2022, verfügbar unter: [\(PDF\) Oxidation of Silicon Carbide Composites for Nuclear Applications at Very High Temperatures in Steam \(researchgate.net\)](#), Zugriff: 30.04.2024.
- /STE 24/ Steinbrueck, M., Grosse, M. et al.: An Overview of Mechanisms of the Degradation of Promising ATF Cladding Materials During Oxidation at High Temperatures, High Temperature Corrosion of Materials, Vol. 101, pp. 621–647, März 2024, verfügbar unter: [An Overview of Mechanisms of the Degradation of Promising ATF Cladding Materials During Oxidation at High Temperatures | High Temperature Corrosion of Materials](#), Zugriff: 23.12.2024.
- /STU 11/ Stuckert, J., Steinbrück, M., Grosse, M., Stegmaier, U.: Results of Severe Fuel Damage Experiment QUENCH-15 with ZIRLO cladding tubes. Ed.: KIT Karlsruhe, No. 7576, 2011.
- /TAC 17/ Technology Agency of the Czech Republic: THETA: Funding programme for applied research, experimental development and innovation, 2017, verfügbar unter: [1573564205 THETA Programme ENG.pdf \(tacr.cz\)](#), Zugriff: 28.06.2024.
- /TAC 24/ Technology Agency of the Czech Republic: THETA Programme, online: [THETA Programme - Technologická agentura ČR \(tacr.cz\)](#), Zugriff: 28.06.2024.
- /TAG 22/ Tagesspiegel, Meier, A.: Update / Weg frei für umstrittene Taxonomie – EU-Parlament stuft Gas und Atomkraft als klimafreundlich ein, Pressemeldung, 06.07.2022, online: [Weg frei für umstrittene Taxonomie: EU-Parlament stuft Gas und Atomkraft als klimafreundlich ein \(tagesspiegel.de\)](#), Zugriff: 05.07.2024.

- /TAK 23/ Takehara, N.: JAEA is Working Toward Early Commercialization in Development of ATF, 12.04.2023, online: [JAEA is Working Toward Early Commercialization in Development of ATF - JAPAN ATOMIC INDUSTRIAL FORUM, INC. \(jaif.or.jp\)](#), Zugriff: 03.04.2024.
- /TAN 17/ Tang, C. et al.: Protective coatings on zirconium-based alloys as accident-tolerant fuel (ATF) claddings, Corrosion Reviews, Vol. 35, No. 3, 2017, pp. 141–165, De Gruyter, verfügbar unter: [Protective coatings on zirconium-based alloys as accident-tolerant fuel \(ATF\) claddings \(degruyter.com\)](#), Zugriff: 16.05.2024.
- /TAN 22/ Tang, C. et al.: Metallic and ceramic coatings for enhanced accident tolerant fuel cladding, Paper, 07.10.2022, verfügbar unter: [Metallic and Ceramic Coatings for Enhanced Accident Tolerant F... \(kit.edu\)](#), Zugriff: 02.07.2024.
- /THU 24/ Thuvander, M. et al.: SAFETY – A Swedish University Research Project on Accident Tolerant Fuel, in: TopFuel 2024, Proceedings, Track 3 – Short- and long-term Advanced Technology Fuels (ATF), Oktober 2024, S. 116ff, verfügbar unter: [Conference Proceedings - ENS](#), Zugriff: 30.10.2024.
- /UKR 24/ UK Research and Innovation: ATLANTIC: Accident ToLerANT fuels In reCycling, 2024, online: [GtR \(ukri.org\)](#), Zugriff: 04.04.2024.
- /URI 15/ UK Research and Innovation: Understanding the In-Reactor Performance of Advanced Ceramic Cladding Materials, online: [GtR \(ukri.org\)](#), Zugriff: 11.07.2024.
- /URI 15a/ UK Research and Innovation: SiC fuel cladding: Macroscopic effects of radiation on mechanical and thermal properties from microstructural-scale characterisation and modelling, online: [GtR \(ukri.org\)](#), Zugriff: 11.10.2024.
- /VAL 23/ Valance, S. et al.: Advances in ATF R&D at CEA's Energies Division, Präsentation, in: Proceedings of Annual EPRI/DOE/INL Joint Combined Workshop on Accident Tolerant Fuel and Higher Burnup, April 2023, S. 115–127, verfügbar unter: [Program 41.02.01: Fuel Reliability Program | Product Abstract \(epri.com\)](#), Zugriff: 08.07.2024.

- /VIO 22/ Vioujard, N.: PROtect: The E-ATF solution by Framatome – overview of recent achievements and next steps, in: American Nuclear Society: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Oktober 2022, Raleigh (NC), S. 104 – 109.
- /WAL 22/ Wallenius, J.: An improved correlation for gas release from nitride fuels, Journal of Nuclear Materials, Volume 588, Januar 2022, verfügbar unter: [An improved correlation for gas release from nitride fuels - ScienceDirect](#), Zugriff: 03.03.2025.
- /WAL 24/ Walters, J. et al.: The Effect of Chromium Coatings on Hydrogen Uptake in Zirconium-Alloy Nuclear Fuel Cladding, in: TopFuel 2024, Proceedings, Track 3 – Short- and long-term Advanced Technology Fuels (ATF), Oktober 2024, S. 248ff, verfügbar unter: [Conference Proceedings - ENS](#), Zugriff: 30.10.2024.
- /WAN 20/ Wang, J., Yeom, H., Humrickhouse, P. et al.: Effectiveness of Cr-Coated Zr-Alloy Clad in Delaying Fuel Degradation for a PWR During a Station Blackout Event, Nuclear Technology, Vol. 206, 2020, Issue 03, verfügbar unter: [Full article: Effectiveness of Cr-Coated Zr-Alloy Clad in Delaying Fuel Degradation for a PWR During a Station Blackout Event \(tandfonline.com\)](#), Zugriff: 29.01.2024.
- /WAN 21/ Wang, J. et al.: Accident Tolerant Fuels (FeCrAl Cladding & Coating) Performance Analysis in Boiling Water Reactor (BWR) by the MELCOR 1.8.6 UDGC, Nuclear Engineering and Design, Vol 371, Januar 2021, verfügbar unter: [Accident tolerant fuels \(FeCrAl Cladding & Coating\) performance analysis in Boiling Water Reactor \(BWR\) by the MELCOR 1.8.6 UDGC \(sciencedirectassets.com\)](#), Zugriff: 02.07.2024.
- /WAT 21/ Watkins, J.K. et al.: Challenges and opportunities to alloyed and composite fuel architectures to mitigate high uranium density fuel oxidation: Uranium mononitride, Journal of Nuclear Materials, Volume 553, September 2021, verfügbar unter: [Challenges and opportunities to alloyed and composite fuel architectures to mitigate high uranium density fuel oxidation: Uranium mononitride - ScienceDirect](#), Zugriff: 19.12.2024.

- /WEN 23/ Western European Nuclear Regulators Association: WENRA considerations with respect to new fuels development challenges, Position paper, 14.11.2023, verfügbar unter: [RHWG Fuel Licensing in WENRA countries.pdf](#), Zugriff: 05.07.2024.
- /WEN 24/ Western European Nuclear Regulators Association: Publication of the RHWG Position paper "WENRA considerations with respect to new fuels development challenges", 27.03.2024, online: [Publication of the RHWG Position paper „WENRA considerations with respect to new fuels development challenges“ | WENRA](#), Zugriff: 05.07.2024.
- /WES 06/ Westinghouse: Optimized ZIRLO™, WCAP-14342-A & CENPD-404-NP-A, Addendum 1-A, Juli 2006, verfügbar unter: [WCAP-14342-A & CENPD-404-NP-A, Addendum 1-A "Optimized ZIRLO." \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /WES 16/ Westinghouse: Westinghouse Performance Analysis and Design Model (PAD5), WCAP-17642-NP, Revision 1, Mai 2016, verfügbar unter: [WCAP-17642-NP, Revision 1, "Westinghouse Performance Analysis and Design Model \(PAD5\)." \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 28.06.2024.
- /WES 19/ Westinghouse: EnCore® Fuel, We're changing nuclear energy ... again, Broschüre, 2019, verfügbar unter: [encore fuel brochure 8 pager 062819.pdf \(westinghousenuclear.com\)](#), Zugriff: 16.05.2024.
- /WES 20/ Westinghouse: Westinghouse Advanced Doped Pellet Technology (ADOPT™) Fuel, WCAP-18482-NP, Revision 0, Mai 2020, verfügbar unter: [Westinghouse - Submittal of Topical Report WCAP-18482-P/WCAP-18482-NP, Revision 0, "Westinghouse Advanced Doped Pellet Technology \(ADOPJT TM1\) Fuel" \(nrc.gov\)](#), Zugriff: 24.06.2024.
- /WES 22/ Westinghouse, Czerniak, L.: Accident Tolerant Fuel: Cr Coated Cladding Development at Westinghouse, Präsentation, in: Karlsruhe Institute of Technology: 27th International Quench Workshop, September 2022, S. 95 – 110, verfügbar unter: [27th International QUENCH Workshop : 27-29 September 2022, Kar... \(kit.edu\)](#), Zugriff: 26.01.2024.

- /WES 22a/ Westinghouse: Westinghouse and EDF Partner for EnCore[®], 26.07.2022, online: [Westinghouse and EDF Partner for EnCore[®] \(westinghousenuclear.com\)](https://www.westinghousenuclear.com), Zugriff: 26.01.2024.
- /WES 23/ Westinghouse: Accident Tolerant Fuel: Westinghouse ADOPT[™] Fuel Achieves Regulatory Approval, Moves Closer to U.S. Deployment, 14.03.2023, online: [Accident Tolerant Fuel: Westinghouse ADOPT[™] Fuel Achieves Regulatory Approval, Moves Closer to U.S. Deployment \(westinghousenuclear.com\)](https://www.westinghousenuclear.com), Zugriff: 26.06.2024.
- /WES 24/ Westinghouse: Westinghouse High Energy Fuel Program, 2024, online: [Westinghouse High Energy Fuel Program | Westinghouse Nuclear](https://www.westinghousenuclear.com), Zugriff: 25.06.2024.
- /WES 24a/ Westinghouse: EnCore[®] Fuel, 2024, online: [EnCore[®] Fuel | Westinghouse Nuclear](https://www.westinghousenuclear.com), Zugriff: 26.06.2024.
- /WNN 19/ World nuclear news: Rosatom starts testing accident-tolerant fuel for LWRs, 29.01.2019, online: [Rosatom starts testing accident-tolerant fuel for LWRs : Uranium & Fuel - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](https://www.world-nuclear-news.org), Zugriff: 26.01.2024.
- /WNN 19a/ World nuclear news: Chinese-developed ATF undergoing irradiation tests, 24.01.2019, online: [Chinese-developed ATF undergoing irradiation tests : Uranium & Fuel - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](https://www.world-nuclear-news.org), Zugriff: 10.07.2024.
- /WNN 22/ World nuclear news: TVEL develops accident-tolerant fuel pellets, 03.02.2022, online: [TVEL develops accident-tolerant fuel pellets : Uranium & Fuel - World Nuclear News \(world-nuclear-news.org\)](https://www.world-nuclear-news.org), Zugriff: 03.04.2024.
- /WOO 20/ Wood, E.S. et al.: High Temperature Steam Oxidation Dynamics of U₃Si₂ with Alloying Additions: Al, Cr, and Y, Journal of Nuclear Materials, Elsevier, 30.01.2020, verfügbar unter: [High temperature steam oxidation dynamics of U₃Si₂ with alloying additions: Al, Cr, and Y \(sciencedirect.com\)](https://www.sciencedirect.com), Zugriff: 05.01.2025.
- /WOR 21/ World-Energy: Russia Completes Tests of Accident Tolerant Fuel, 10.03.2021, online: [Russia Completes Tests of Accident Tolerant Fuel - World-Energy](https://www.world-energy.com), Zugriff: 03.04.2024.

- /YAM 23/ Yamashita, S. et al.: Overview of ATF R&D Program in Japan, Präsentation, in: Proceedings of Annual EPRI/DOE/INL Joint Combined Workshop on Accident Tolerant Fuel and Higher Burnup, April 2023, S. 51–56, verfügbar unter: [Program 41.02.01: Fuel Reliability Program | Product Abstract \(epri.com\)](#), Zugriff: 08.07.2024.
- /YAN 09/ Yang, J.H. et al.: Development of doped-UO₂ pellets for a PCI remedy, Paper, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Mai 2009, verfügbar unter: [Microsoft Word - 양재호.doc \(kns.org\)](#), Zugriff: 27.06.2024.
- /YAN 22/ Yang, J.H. et al.: Irradiation of KAERI doped UO₂ pellets in HANARO, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9.–13. Oktober 2022, S. 566 ff.
- /YAN 22a/ Yang, J., Steinbrück, M., Tang, C. et al.: Review on chromium coated zirconium alloy accident tolerant fuel cladding, Paper, Juli 2022, verfügbar unter: [Review on chromium coated zirconium alloy accident tolerant fu... \(kit.edu\)](#), Zugriff: 26.01.2024.
- /YAN 22b/ Yang, J.H. et al.: Irradiation of KAERI doped UO₂ pellets in HANARO, Conference Paper, TopFuel 2022, in: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Raleigh, Oktober 2022, S. 192 – 197.
- /YOU 16/ Younker, I., Fratoni, M.: Neutronic evaluation of coating and cladding materials for accident tolerant fuels, Progress in Nuclear Energy, 88 (2016) 10–18, verfügbar unter: [\(PDF\) Neutronic evaluation of coating and cladding materials for accident tolerant fuels \(researchgate.net\)](#), Zugriff: 29.04.2024.
- /ZHA 22/ Zhang, J. et al.: From FUMAC and ACTOF to ATF-TS: Contribution of IAEA CRPs to Advanced Technology Fuel Testing, Modelling and Simulation, Conference Paper, TopFuel 2022, Raleigh, In: Proceedings of TopFuel 2022 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, 9. – 13. Oktober 2022, S. 382 ff.

- /ZHA 22a/ Zhao, D. et al.: Fragmentation behavior of Cr₂O₃-doped UO₂ pellets with controlled microstructure under prototypical LOCA and RIA thermal transient, Conference Paper, TopFuel 2022, in: Proceedings of TopFuel 2022, Light Water Reactor Fuel Performance Conference, Raleigh, Oktober 2022.
- /ZHA 22b/ Zhang, B. et al.: Performance evaluation of Accident Tolerant Fuel under station blackout accident in PWR nuclear power plant by improved ISAA code, Nuclear Engineering and Technology, Volume 54, Issue 7, S. 2475–2490, Juli 2022, verfügbar unter: [Performance evaluation of Accident Tolerant Fuel under station blackout accident in PWR nuclear power plant by improved ISAA code - ScienceDirect](#), Zugriff: 10.07.2024.
- /ZHA 23/ Zhang, W. et al.: Research and Development on Cold-Sprayed MAX Phase Coatings, Coatings 2023, 13(5), 869, Mai 2023, verfügbar unter: [Coatings | Free Full-Text | Research and Development on Cold-Sprayed MAX Phase Coatings \(mdpi.com\)](#), Zugriff: 02.07.2024.
- /ZIP 20/ Zipperer, T.J., Colameco, D.V., Geelhood, K.J.: Criticality Safety and Fuel Performance Considerations for Enrichment Above 5 Weight Percent in the Uranium Dioxide Fuel Cycle, Pacific Northwest National Laboratory, PNNL-30088, Juli 2020, verfügbar unter: [Title](#), Zugriff: 19.12.2024.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Szenarien der ermittelten Brennstoffleistungsindikatoren und FOM /HAL 22/	30
Abb. 2.2	Key-Features des GAIA-Brennelements der Firma Framatome /FRA 18/	31
Abb. 2.3	PROtect Cr-Cr Implementierungsroadmap /VIO 22/	32
Abb. 2.4	Vorteile des ADOPT™-Brennstoffs und der Cr-beschichteten Hüllrohre /KAR 22/	35
Abb. 2.5	Westinghouse EnCore Fuel Programm /KAR 22/.....	36
Abb. 2.6	Version 1.2 des NRC-ATF-Projektplans von 09/2021 /NRC 21b/.....	40
Abb. 2.7	Annahmen zum Lizenzzeitplan basierend auf einem NRC-Brief vom Januar 2022 zu den Planungserwartungen und den Überprüfungszeitplänen.....	41
Abb. 2.8	ATF Licensing Roadmap /NRC 24a/	42
Abb. 2.9	Cr-beschichtetes Hüllrohr (mittleres der fünf dargestellten Hüllrohre) im Vergleich zu unbeschichteten Hüllrohren aus Optimized ZIRLO™ im unteren Bereich (linkes Bild) und oberen Bereich (rechtes Bild) eines LTA nach einem Zyklus in Doel-4 /FAL 22/.....	51
Abb. 2.10	Zusammenfassung der TRL-Bewertungselemente und -Attribute /NEA 18/	62
Abb. 2.11	Beispiel für benannte Schlüsselkriterien der TRL-Stufen /NEA 18/	62
Abb. 2.12	Beispiel des Zusammenhangs einer TRL-Intervall Klassifizierung für die Reife des Fertigungsprozesses, basierend auf der erzielten Produktionsmenge /NEA 18/.....	63
Abb. 2.13	Beispielhafte Klassifizierung der Reife des Brennstoffs von Out-of- Pile-Tests bis hin zum Einsatz im Reaktor /NEA 18/	63
Abb. 5.1	Aufbau und Kopplung der drei Unterprogramme von AC2	148
Abb. 5.2	Vergleich der gemessenen und simulierten Wasserstoffmengen beim Q-19 Experiment /KIM 21/	153
Abb. 5.3	Druckverlauf im Primärkreislauf von TMI-2 während des Unfalls	160
Abb. 5.4	Druckverlauf im Primärkreislauf von TMI-2 während des Unfalls	160
Abb. 5.5	Entwicklung der erzeugten Wasserstoffmengen	161

Abb. 5.6	Entwicklung der erzeugten Wasserstoffmenge beim FeCrAl-Fall.....	162
Abb. 5.7	Entwicklung der Temperatur in der wärmsten Zone	163
Abb. 5.8	Entwicklung der freigesetzten Spaltproduktmassen	163
Abb. 5.9	Kernnodalisierung in ATHLET-CD/AC2	166
Abb. 5.10	Entwicklung des RDB-Drucks im Block-2 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi	169
Abb. 5.11	Kühlmittel-Einspeiseraten der mobilen Pumpen für beide Fälle im Vergleich	170
Abb. 5.12	Wasserstoffproduktion im Vergleich für den Zr- und FeCrAl-Fall.....	171
Abb. 5.13	Temperaturentwicklung in der heißesten Stelle des Kerns (Temperaturen fallen auf 0 °C, wenn die Stelle schmilzt).....	172
Abb. 5.14	Darstellung der Entstehung von Schmelzmassen für die betrachteten Fälle	173
Abb. 5.15	Einspeiseraten und die Entwicklung des Systemdrucks in den zwei Simulationen.....	175
Abb. 5.16	Entwicklung der freigesetzten Spaltproduktmassen	176

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	ATF-Konzepte von Framatome, General Electric und Westinghouse.....	5
Tab. 2.2	Beschichtete Hüllrohre /NRC 23a/	12
Tab. 2.3	FeCrAl-Hüllrohre /NRC 23a/	13
Tab. 2.4	Erhöhte Anreicherung /NRC 23a/	20
Tab. 2.5	Höherer Abbrand /NRC 23a/.....	23
Tab. 2.6	Genehmigungsmaßnahmen im Zusammenhang mit dotierten Pellets /NRC 23a/.....	24
Tab. 2.7	ATF-Programm in Japan /OSA 23/	45
Tab. 2.8	„In pile“ Tests für beschichtete Hüllrohre.....	49
Tab. 2.9	„In pile“ Tests für dotierte Brennstoffe	49
Tab. 2.10	„In pile“ Tests für FeCrAl-Hüllrohre	50
Tab. 2.11	„In pile“ Tests für Uransilizid Brennstoff	50
Tab. 2.12	„In pile“ Tests für erhöhten Abbrand.....	50
Tab. 2.13	„In pile“ Tests für erhöhte Anreicherung.....	50
Tab. 2.14	Zusammenfassung der TRL-Definitionen für fortschrittliche Kernbrennstoffe und Hüllrohrtechnologien.....	65
Tab. 2.15	Verwendete, spezifische Definition von TRL für fortschrittliche Brennstoffe und Hüllrohrtechnologien in /NEA 18/	66
Tab. 2.16	TRL-Bewertungsergebnis für ATF-Hüllrohrkonzepte.....	67
Tab. 2.17	TRL-Bewertungsergebnis für oxiddotierte UO ₂ -Brennstoffkonzepte	68
Tab. 2.18	TRL-Bewertungsergebnis für UO ₂ -Brennstoffkonzepte mit hoher thermischer Leitfähigkeit.....	68
Tab. 2.19	Basierend auf den aktuellen Einsätzen vergebene TRL des ATF- Hüllrohrmaterials.....	70
Tab. 2.20	Basierend auf den aktuellen Einsätzen vergebene TRL für dotierte Pellets und UN-Brennstoff	70
Tab. 3.1	Werkstoff und Geometrie chrombeschichteter Hüllrohre	72
Tab. 3.2	Akteure auf dem Gebiet chrombeschichteter Hüllrohre /NEA 22/.....	73

Tab. 3.3	Deutsche und weitere europäische Forschungseinrichtungen (Auswahl) mit Tätigkeiten im Bereich chrombeschichteter Hüllrohre	73
Tab. 3.4	Förderprogramme für die Entwicklung im Bereich chrombeschichteter Hüllrohre und teils weiterer ATF-Konzepte.....	74
Tab. 3.5	Zurückliegende Einsätze chrombeschichteter Hüllrohrproben und Testbrennstäbe (LTR) in Forschungs- und Leistungsreaktoren.....	75
Tab. 3.6	Aktuelle Einsätze von Hüllrohrproben, Testbrennstäben und Testbrennelementen (LTA) in Forschungs- und Leistungsreaktoren	76
Tab. 3.7	Geplante Einsätze chrombeschichteter Hüllrohre in Leistungsreaktoren	77
Tab. 3.8	Meilensteine bei Entwicklung und Markteinführung chrombeschichteter Hüllrohre	78
Tab. 3.9	TRL für Cr-beschichtete Hüllrohre	79
Tab. 3.10	Einige der Simulationscodes, die zur Modellierung verschiedener Aspekte chrombeschichteter Hüllrohre verwendet werden.....	80
Tab. 3.11	Strukturelle Eigenschaften dotierter Brennstoffpellets.....	83
Tab. 3.12	Akteure auf dem Gebiet dotierter Brennstoffe	84
Tab. 3.13	Staatliche Förderprogramme zur Förderung der Entwicklung dotierter Brennstoffe	85
Tab. 3.14	In der Vergangenheit erfolgte Testeinsätze dotierter Brennstoffe.....	86
Tab. 3.15	Aktuelle Testeinsätze dotierter Brennstoffe.....	88
Tab. 3.16	Zukünftig geplante Testeinsätze dotierter Brennstoffe	88
Tab. 3.17	Chronologischer Verlauf der Entwicklung dotierter Brennstoffe.....	89
Tab. 3.18	Codes zur Simulation von dotiertem UO ₂ -Brennstoff.....	90
Tab. 3.19	Geometrie von SiC/SiC-Hüllrohren	93
Tab. 3.20	Akteure bei der Entwicklung von SiC/SiC-Hüllrohren	94
Tab. 3.21	Staatliche Förderprogramme zur Förderung der Entwicklung von SiC/SiC-Hüllrohren	95
Tab. 3.22	In der Vergangenheit erfolgte Testeinsätze von SiC/SiC-Hüllrohren	97
Tab. 3.23	Aktuelle Testeinsätze von SiC/SiC-Hüllrohren	97

Tab. 3.24	Zukünftig geplante Testeinsätze für SiC/SiC-Hüllrohre	98
Tab. 3.25	Chronologischer Verlauf der Entwicklung von SiC/SiC-Hüllrohren	99
Tab. 3.26	Codes zur Simulation von SiC/SiC-Hüllrohren	100
Tab. 4.1	Zusammenfassung der Vor- und Nachteile verschiedener ATF-Konzepte im Vergleich zu UO ₂ -Brennstoff bzw. Zr-Hüllrohren /EPR 19a/, /NEA 18/, /LIY 24/, /ALA 24/, /REB 23/	114
Tab. 4.2	Zeit (alle Angaben in Stunden) bis zum Eintreten bestimmter Ereignisse während eines kurzfristigen Station Blackouts in DWR- und SWR-Anlagen in Abhängigkeit eingesetzter ATF-Varianten /EPR 19a/	135
Tab. 5.1	Die in den Simulationen verwendeten Parameter für den Zr- und FeCrAl-Fall	158
Tab. 5.2	Geänderte Parameter zwischen Zr-Fall und FeCrAl-Fall.....	168
Tab. A.1	Dichte von FeCrAl.....	235
Tab. A.2	Wärmeleitfähigkeit von FeCrAl.....	235
Tab. A.3	Spezifische Wärmekapazität von FeCrAl	235
Tab. A.4	Dichte von oxidiertem FeCrAl	236
Tab. A.5	Wärmeleitfähigkeit von oxidiertem FeCrAl	236
Tab. A.6	Spezifische Wärmekapazität von oxidiertem FeCrAl.....	236

Abkürzungsverzeichnis

ADOPT	Advanced Doped Pellet Technology
AFCP	Advanced Fuel Cycle Programme
ANL	Argonne National Laboratory
ANO	Arkansas Nuclear One
AOO	Anticipated Operational Occurrence
ARMOR	Abrasion Resistant More Oxidation Resistant
ATF	Accident Tolerant Fuel
ATR	Advanced Test Reactor
BDBA	Beyond Design Basis Accident
BE	Brennelement
BR-2	Belgian Reactor 2
CE	Combustion Engineering
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
CNWG	Civil Nuclear Energy Research & Development Working Group
CRIEPI	Central Research Institute for Electric Power Industry
CRP	Coordinated Research Project (der IAEA)
CS	Cold Spray (Kaltgasspritzen)
CSRD	Corporate Sustainability Reporting Directive
CT	Computertomographie
CVD	Chemical Vapor Deposition (Chemische Gasphasenabscheidung)
CVI	Chemical Vapor Infiltration
DBA	Design Basis Accident
DEC	Design Extension Condition
DLR	Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt
DNBR	Departure from Nucleate Boiling
DOE	Department of Energy
DWR	Druckwasserreaktor
EATF	Enhanced Accident Tolerant Fuel

EDF	Electricité de France
EGATFL	Expert Group on ATF for Light Water Reactors
EPRI	Electric Power Research Institute
EPSRC	Engineering and Physical Sciences Research Council
ESS	Energy Solutions and Systems
EU	Europäische Union
FEM	Finite Elemente Methode
FFRD	Fuel Fragmentation, Relocation & Dispersal
FGR	Fission Gas Retention
FIDES	Framework for Irradiation Experiments
FOM	Full Order Model
FR	Forschungsreaktor
GE	General Electric
GESA	Gepulste Elektronenstrahlanlage
GNF	Global Nuclear Fuel
GTAG	Green Technical Advisory Group
GTRF	Grid-To-Rod Fretting
HALEU	High-Assay Low-Enriched Uranium
HANA	High Performance Alloy for Nuclear Application
HFIR	High Flux Isotope Reactor
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICSBEP	International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project
IMAGO	Irradiation of Materials for Accident Tolerant Fuel in the Gösgen Reactor
IMDP	Inert Matrix Dispersion Pellet
INCA	In-pile Creep Studies of ATF Cladding
INL	Idaho National Laboratory
IPCC	Intergovernmental Panel on Climate Change
ISAA	Integrated Severe Accident Analysis
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
JRC	Joint Research Centre
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute

KEPCO	Korea Electric Power Corporation
KIT	Karlsruhe Institute of Technology
KKW	Kernkraftwerk
LANL	Los Alamos National Laboratory
LAS	La ₂ O ₃ -Al ₂ O ₃ -SiO ₂
LFA	Lead Fuel Assembly
LFR	Lead Fuel Rods
LOCA	Loss Of Coolant Accident (Kühlmittelverluststörfall)
LTA	Lead Test Assembly
LTR	Lead Test Rod
LUA	Lead Use Assembly
LWR	Leichtwasserreaktor
MAAP	Modular Accident Analysis Program
MHI	Mitsubishi Heavy Industry
MIT	Massachusetts Institute of Technology
MNF	Mitsubishi Nuclear Fuel
NEA	Nuclear Energy Agency (der OECD)
NEAMS	Nuclear Energy Advanced Modelling and Simulation Program
NFD	Nuclear Fuel Development
NITE	Nano-Infiltration and Transient Eutectic Phase Sintering
NNL	National Nuclear Laboratory
NRC	Nuclear Regulatory Commission
ODS	Oxid-Dispersionsverfestigt
OECD	Organisation for Economic Co-Operation & Development
OECD-NEA	Organisation for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PAD	Performance Analysis & Design
PCI	Pellet Cladding Interaction
PCT	Peak Cladding Temperature
PIE	Post-Irradiation Examination
PIRT	Phenomena Identification & Ranking Table

PVD	Physical Vapour Deposition
PyC	Pyrolytischer Kohlenstoff
RES	Office of Nuclear Regulatory Research (bei der NRC)
RHWG	Reactor Harmonization Working Group (der WENRA)
RIA	Reactivity Insertion Accident
RIAR	Research Institute of Atomic Reactors
RIL	Research Information Letter
RWTH	Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule
SBO	Station Blackout
SCC	Stress Corrosion Cracking (Spannungsrissskorrosion)
SCK-CEN	Studiecentrum voor Kernenergie – Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire
SFP	Spent Fuel Pool (Abklingbecken)
SiC	Siliziumkarbid
SMR	Small Modular Reactor
SWR	Siedewasserreaktor
TMI	Three Mile Island
TREAT	Transient Reactor Test Facility
TRL	Technology Readiness Level
UK	United Kingdom of Great Britain and Northern Ireland
US	United States
USA	United States of America
VNIINM	Bochvar High-Technology Research Institute
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WGFS	Working Group for Fuel Safety
WWER	Wasser Wasser Energie Reaktor

A Anhang

Tab. A.1 Dichte von FeCrAl

Temperatur (K)	Dichte (kg/m ³)
300,0	7.100,0
3.000,0	7.100,0

Tab. A.2 Wärmeleitfähigkeit von FeCrAl

Temperatur (K)	Wärmeleitfähigkeit (W/mK)
323,0	11,00
873,0	20,00
1.073,0	22,00
1.273,0	26,00
1.473,0	27,00
1.673,0	35,00

Tab. A.3 Spezifische Wärmekapazität von FeCrAl

Temperatur (K)	Spezifische Wärmekapazität (J/kgK)
293,0	460,0
473,0	560,0
673,0	630,0
873,0	750,0
1.073,0	710,0
1.273,0	720,0
1.473,0	740,0
1.673,0	800,0

Tab. A.4 Dichte von oxidiertem FeCrAl

Temperatur (K)	Dichte (kg/m ³)
300,0	7.100,0
1.650,0	7.252,0
1.700,0	5.500,0

Tab. A.5 Wärmeleitfähigkeit von oxidiertem FeCrAl

Temperatur (K)	Wärmeleitfähigkeit (W/mK)
300,0	35,0
3.000,0	35,0

Tab. A.6 Spezifische Wärmekapazität von oxidiertem FeCrAl

Temperatur (K)	Spezifische Wärmekapazität (J/kgK)
300,0	880
3.000,0	880

