

Kompetenzverbund Kerntechnik

## **Nukleare Sicherheitsforschung**

Neuorientierung an aktuellen energiepolitischen  
Rahmenbedingungen

Erstellt und herausgegeben von



März 2013

## Zusammenfassung

Das Reaktorunglück im japanischen Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi, ausgelöst durch ein schweres Seebeben mit anschließendem verheerenden Tsunami, führte in Deutschland zu einer drastischen Änderung in der Energiepolitik, bekannt unter der Bezeichnung Energiewende. Sollten bis dahin im Zuge des Ausstiegs aus der Kernenergie die in Deutschland betriebenen Reaktoranlagen noch ein bis zwei Jahrzehnte am Netz bleiben, wurde mit der 13. Novelle des Atomgesetzes festgelegt, dass alle Kernkraftwerke schrittweise bis zum Jahr 2022 endgültig stillzulegen sind.

Der Kompetenzverbund Kerntechnik, dessen Mitglieder, die Helmholtz-Zentren Dresden-Rossendorf, Jülich und das Karlsruher Institut für Technologie, die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe sowie die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit ihre Aktivitäten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit koordinieren, beschloss, Ziele und Ausrichtung künftiger Forschung zur nuklearen Sicherheit unter den geänderten Rahmenbedingungen grundlegend zu evaluieren. Der Projektträger des BMWi für die projektgeförderte Reaktorsicherheitsforschung wurde gebeten, für diese Evaluierung die Federführung zu übernehmen.

Die Evaluierung der nuklearen Sicherheitsforschung erfolgte in drei Phasen:

1. Identifizierung zukünftiger Forschungsgebiete sowie prioritärer Themenfelder durch eine Arbeitsgruppe, die mit hochrangigen Experten der Mitglieder des Kompetenzverbundes Kerntechnik besetzt war.
2. Fachliche Vertiefung der Themenfelder in Arbeitsgruppensitzungen, an denen ausgewiesene Fachleute der deutschen nuklearen Sicherheitsforschung beteiligt waren.
3. Inhaltliche und formale Abstimmung der Ergebnisse innerhalb des Kompetenzverbundes Kerntechnik und mit den für die Förderung der nuklearen Sicherheitsforschung zuständigen Bundesressorts.

Die Expertensitzung und die Sitzungen der Facharbeitskreise fanden bei der GRS in Köln statt. Die Abstimmung mit den Mitgliedern des Kompetenzverbundes Kerntechnik einerseits und mit den Bundesressorts andererseits fand im Umlauf und in gemeinsamen Sitzungen am 13. Januar und 20. September 2012 statt.

Nachfolgend werden die Ergebnisse der Evaluierung zur Übersicht nach Forschungsgebieten gegliedert zusammengefasst dargestellt (siehe auch Tabelle 1).

### *Technisch-wissenschaftliche Absicherung des verbleibenden Betriebes deutscher Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren.*

Auch nach dem Beschluss, alle Kernkraftwerke in Deutschland bis zum Jahre 2022 endgültig stillzulegen, müssen für deren Restbetrieb weiterhin höchste Sicherheitsansprüche nach dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik gelten. Um dies sicherzustellen wurden folgende Forschungsthemen und Unterthemen als prioritär identifiziert:

1. Prüfung und Bewertung der Sicherheit von Strukturen
  - 1.1. Strukturmechanische Analysemethoden zur Integritätsbewertung von Gebäudestrukturen und Komponenten
  - 1.2. Methoden zur Werkstoffcharakterisierung
  - 1.3. Verfahren zur zerstörungsfreien Prüfung und Anlagenüberwachung
2. Nachweisverfahren für die Beherrschbarkeit von Transienten, Stör- und Unfällen
  - 2.1. Anlagenverhalten, Transienten und Auslegungsstörfälle
  - 2.2. Auslegungsüberschreitende Störfälle
3. Schnelllaufende Prozessmodelle für den Einsatz in Notfallzentren
4. Probabilistische Sicherheitsanalyse
5. Sicherheitsrelevante Einflüsse menschlicher Handlungen und der Organisation
  - 5.1. Sicherheitskultur
  - 5.2. Personalhandlungen unter Stör- und Unfallbedingungen
6. Überlagerung übergreifender Einwirkungen von innen und außen

### *Gewährleistung des sicheren Rückbaus stillgelegter Anlagen*

Bisher wurden bereits umfangreiche Erfahrungen mit dem Rückbau kerntechnischer Anlagen gesammelt. Im Hinblick auf die nun vermehrt und zeitlich zum größten Teil parallel durchzuführenden Rückbauaktivitäten lässt sich Verbesserungspotenzial erkennen. Forschungsbedarf besteht u. a. auf den Gebieten großtechnischer Rückbauverfahren, Strahlenschutz, Abfallminimierung und Rekonstruktion des Anlagengeländes. Zu untersuchen sind insbesondere:

1. Verbesserte Verfahren zur Dekontamination und Freimessung
2. Standardisierte großtechnische Zerlegungsverfahren
3. Ergonomische, personenbezogene und organisatorische Faktoren in der Phase des Rückbaus
4. Rückbaumanagementsysteme

### *Sicherheit der Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Abfälle, einschließlich Abfallbehandlung (P&T)*

Derzeit steht in Deutschland sowohl für Wärme entwickelnde als auch für nicht Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle noch kein Endlager zur Verfügung. Dem entsprechend müssen für die Zwischenlagerung dieser Abfälle alle sicherheitstechnischen Vorkehrungen entwickelt, bewertet und betriebsbegleitend untersucht werden. Hierzu gehört

auch die, vor allem im Ausland in Betracht gezogene Abfallbehandlung zur Abtrennung und anschließenden Umwandlung von Actiniden (P&T). Vor dem Hintergrund der Neuorientierung bei der Endlagerstandortsuche sind aktuelle Entwicklungen zu verfolgen und deren Rückwirkungen auf relevanten FuE-Bedarf zu prüfen. Dies betrifft vor allem die Kriterienentwicklung, Wirtsgesteinscharakterisierung und Fragen der Rückholbarkeit Wärme entwickelnder Abfälle. Die übergeordneten Forschungsthemen sind:

1. Sicherheit von Endlagersystemen
2. Sicherheit längerfristiger Zwischenlagerung
3. P&T und deren Auswirkungen auf Endlagersysteme

*Beurteilung höchster Sicherheitsstandards nuklearer Anlagen im Ausland einschließlich neuer Reaktoren (Gen IV, SMR)*

Nach geltender Gesetzeslage wird in Deutschland die Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung bis 2022 eingestellt. Andere Staaten, auch in direkt angrenzender Lage zu Deutschland, halten hingegen an der Kernenergienutzung auch zukünftig fest. In einigen Fällen (Frankreich, Finnland) werden derzeit neue Kernkraftwerke gebaut oder befinden sich konkret in Planung (Niederlande, Polen, Tschechische Republik, Vereinigtes Königreich). Um legitime Sicherheitsinteressen kompetent vertreten und Mitspracherechte wirksam wahrnehmen zu können, ist es erforderlich, dass deutsche Behörden sich auf hinreichenden eigenen Sachverstand zur Beurteilung der Sicherheit dieser neuen Anlagen auf internationalem Stand von Wissenschaft und Technik stützen können. Dazu sind Untersuchungen zu folgenden Themengebieten notwendig:

1. Konzeptspezifisches Betriebs- und Störfallverhalten
2. Funktionssicherheit und Wirksamkeit passiver Sicherheitssysteme
3. Transmutationssysteme
4. Funktionssicherheit und Zuverlässigkeit digitaler Leitechniksysteme
5. Charakterisierung und Bewertung von Konstruktionswerkstoffen für Komponenten
6. Zuverlässigkeit von Personalhandlungen
  - 6.1. Mensch-Maschine-Interaktion in zukünftigen Leitwarten
  - 6.2. Personalhandlungen unter Unfallbedingungen
7. Safeguards für nukleare Technologien

*Technisch-wissenschaftliche Grundlagen für die Unterstützung internationaler Regelbildung bezüglich der nuklearen Sicherheit*

Angesichts der weiträumigen Auswirkungen möglicher nuklearer Unfälle wird der Ruf nach einheitlichen Regeln und Richtlinien für Bau und Betrieb sowie Rückbau nuklearer Anlagen immer drängender. Insbesondere innerhalb der Europäischen Union sind daher Bestrebungen im Gange, obschon die Souveränität der Mitgliedsländer hinsichtlich der nuklearen Regulierung nicht angetastet werden soll, doch wenigstens gemeinsame Mindestanforderungen verbindlich zu beschließen. Diese Bemühungen werden weit über das Jahr 2022 hinaus andauern. Für die Bundesrepublik Deutschland als wichtigsten Industriestaat der Union ist es unumgänglich, an der Ausarbeitung künftiger

Regeln für die nukleare Sicherheit kompetent mitzuwirken. Hierzu sind Forschungsarbeiten zur Erarbeitung von Entscheidungsgrundlagen insbesondere auf folgenden Gebieten notwendig:

1. Konzeptbezogene Kriterien zur Definition von Sicherheitsanforderungen
2. Bereitstellung geeigneter Werkzeuge zur Nachweisprüfung
3. Analysewerkzeuge zur Beurteilung der Auswirkungen übergreifender Einwirkungen von innen und außen

#### *Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards)*

Von Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie an wurde versucht, gegen die missbräuchliche Abzweigung von spaltbarem Material zum Zwecke der Herstellung von Massenvernichtungsmitteln hohe Hürden zu setzen. Vor allem internationale Organisationen wachen seit vielen Jahren über die Materialflüsse, die zur Versorgung der Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren mit Spaltstoff dienen. Das Instrumentarium der Spaltstoffüberwachung ist stetig zu verbessern, um eine möglichst lückenlose Bilanzierung zu sichern. Dazu sind notwendig:

1. Weiterentwicklung von Safeguardstechnologien
2. Weiterentwicklung des „Staatskontrollansatzes“
3. Weiterentwicklung von Safeguards-Überlegungen im Rahmen von „Tripple S“ (Sicherheit, Sicherung, Safeguards)

#### *Strahlenschutzforschung*

Ein Risiko durch Strahlenexposition sowohl für Arbeitnehmer als auch Bevölkerung und Umwelt besteht nicht nur während Betrieb und Rückbau kerntechnischer Anlagen, sondern auch bei der Behandlung und Endlagerung radioaktiver Abfälle, somit bleibt die Strahlenschutzforschung noch weit über das Ende des Betriebes der Kernkraftwerke hinaus ein wichtiger Aspekt der Nuklearen Sicherheitsforschung.

- Die zu erwartende Strahlenexposition bzw. der bestmögliche Schutz davor ist eine wichtige Größe bei der Planung und Durchführung von Arbeiten, auch beim Rückbau der Kernkraftwerke.
- Eine Aussage zu einem Strahlenrisiko setzt fundierte Kenntnisse der Dosis-Wirkungsbeziehung voraus.
- Neben der exakten messtechnischen Bestimmung der Strahlung ist auch das genaue Wissen um die Auswirkung auf den Menschen von Bedeutung.
- Bei der Bestimmung der Strahlenbelastung spielen verschiedene Faktoren eine Rolle, nicht nur die unterschiedlichen Strahlenarten ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ ,  $n$ ) und Strahlenqualitäten (z. B. alleine oder in Kombination) sind zu berücksichtigen, sondern auch Unterschiede bei der zeitlichen und räumlichen Verteilung zu bewerten.

Fragen der Strahlenschutzforschung werden durch den Kompetenzverbund Strahlenschutzforschung koordiniert und daher in diesem Bericht nicht weiter vertieft.

### *Benötigte Ressourcen und Infrastruktur*

Zur Wahrnehmung der oben skizzierten Forschungsaufgaben ist eine bedarfsgerechte Forschungsinfrastruktur bereitzustellen und Forschungseinrichtungen sind mit hinreichend Personal und Sachmitteln auszustatten. In einer Umfrage wurden wesentliche universitäre und außeruniversitäre Forschungsstellen auf den Gebieten der nuklearen Sicherheitsforschung um eine Einschätzung ihres Ressourcenbedarfs zur Bearbeitung der Zukunftsthemen gebeten. Die Auswertung der Antworten ergab, dass keine signifikanten Änderungen in den Prioritäten erwartet werden. Insgesamt gehen die Forschungsstellen aber von einem leicht erhöhten Bedarf an personellen Einsatzmitteln aus. Hierbei ist damit zu rechnen, dass sich mit fortschreitender Stilllegung deutscher Kernkraftwerke, die Forschungsaktivitäten zunehmend durch ausländische Entwicklungen bestimmten Themengebieten zuwenden werden. Bei deutlicher Reduzierung der Forschungsinfrastruktur müsste hingegen mit dem Verlust kritischer Masse und damit der Effektivität der deutschen nuklearen Sicherheitsforschung gerechnet werden.

### *Ausbildung von wissenschaftlich-technischem Nachwuchs an Universitäten und Fachhochschulen*

Durch den laufenden Generationswechsel in der deutschen Nukleartechnik findet seit Jahren ein erheblicher Verlust an kerntechnischem Know-how und Know-why statt. Zur Sicherung der Kernkompetenzen auf diesem Gebiet kommt der Ausbildung an Universitäten und Fachhochschulen eine Schlüsselrolle zu. Fiel die Zahl der Studierenden nuklear spezifischer Studiengänge Mitte des letzten Jahrzehnts auf einen Tiefstand, so konnte durch Umfragen in den Jahren 2009/2010 eine deutliche Zunahme an Studierenden in diesen Fächern festgestellt werden. Ob diese Tendenz weiterhin trägt muss in den Folgejahren weiter verfolgt werden.

## Inhaltsverzeichnis

|          |   |          |
|----------|---|----------|
| <b>1</b> | <b>Einleitung .....</b>   | <b>1</b> |
| <b>2</b> | <b>Vorgeschichte .....</b>  | <b>1</b> |
| <b>3</b> | <b>Zukünftige Themen der nuklearen Sicherheitsforschung .....</b>   | <b>3</b> |
| <b>4</b> | <b>Vordringliche Arbeitsschwerpunkte.....</b>   | <b>5</b> |
| 4.1      | Technisch-wissenschaftliche Absicherung des verbleibenden Betriebs<br>deutscher Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren..... | 5        |
| 4.1.1    | Prüfung und Bewertung der Sicherheit von Strukturen .....   | 5        |
| 4.1.1.1  | Strukturmechanische Analysemethoden zur Integritätsbewertung von<br>Gebäudestrukturen und Komponenten .....                 | 6        |
| 4.1.1.2  | Methoden zur Werkstoffcharakterisierung.....  | 7        |
| 4.1.1.3  | Verfahren zur zerstörungsfreien Prüfung und zur Anlagenüberwachung ...  | 8        |
| 4.1.2    | Nachweisverfahren für die Beherrschbarkeit von Transienten, Stör-<br>und Unfällen .....                                     | 9        |
| 4.1.2.1  | Anlagenverhalten, Transienten und Auslegungsstörfälle.....  | 9        |
| 4.1.2.2  | Auslegungsüberschreitende Störfälle.....  | 11       |
| 4.1.3    | Schnelllaufende Prozessmodelle für den Einsatz in Notfallzentren .....  | 13       |
| 4.1.4    | Entscheidungsunterstützung für Behörden und<br>Notfallschutzmaßnahmen .....   | 14       |
| 4.1.5    | Probabilistische Sicherheitsanalyse .....   | 15       |
| 4.1.6    | Sicherheitsrelevante Einflüsse menschlicher Handlungen und der<br>Organisation .....  | 15       |
| 4.1.6.1  | Sicherheitskultur .....   | 15       |
| 4.1.6.2  | Personalhandlungen unter Unfallbedingungen .....  | 16       |
| 4.1.7    | Überlagerung übergreifender Einwirkungen von innen und außen.....   | 16       |
| 4.2      | Gewährleistung des sicheren Rückbaus stillgelegter Anlagen .....  | 17       |
| 4.2.1    | Verbesserte Verfahren zur Dekontamination und Freimessung .....   | 18       |
| 4.2.2    | Standardisierte großtechnische Zerlegungsverfahren .....  | 20       |
| 4.2.3    | Ergonomische, personenbezogene und organisatorische Faktoren in<br>der Phase des Rückbaus.....                              | 20       |

|         |   |    |
|---------|---|----|
| 4.2.4   | Rückbaumanagementsystemen.....  | 21 |
| 4.3     | Sicherheit der Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Abfälle,<br>einschließlich Abfallbehandlung (P&T).....                          | 22 |
| 4.3.1   | Sicherheit von Endlagersystemen.....  | 23 |
| 4.3.2   | Sicherheit längerfristiger Zwischenlagerung.....  | 26 |
| 4.3.3   | P&T und deren Auswirkungen auf Endlagersysteme .....  | 27 |
| 4.3.4   | Safeguardsüberwachung der nuklearen Entsorgung .....  | 30 |
| 4.4     | Beurteilung höchster Sicherheitsstandards nuklearer Anlagen im<br>Ausland einschließlich neuer Reaktoren (GEN IV, SMR) .....          | 30 |
| 4.4.1   | Konzeptspezifisches Betriebs- und Störfallverhalten.....  | 31 |
| 4.4.2   | Funktionssicherheit und Wirksamkeit aktiver und passiver<br>Sicherheitssysteme.....   | 32 |
| 4.4.3   | Transmutationssysteme.....  | 32 |
| 4.4.4   | Funktionssicherheit und Zuverlässigkeit digitaler Leittechniksysteme .....  | 33 |
| 4.4.5   | Charakterisierung und Bewertung von Konstruktionswerkstoffen für<br>Komponenten .....   | 34 |
| 4.4.6   | Zuverlässigkeit von Personalhandlungen.....   | 34 |
| 4.4.6.1 | Mensch-Maschine Interaktion in zukünftigen Leitwarten .....   | 35 |
| 4.4.6.2 | Personalhandlungen unter Unfallbedingungen .....  | 35 |
| 4.4.7   | Safeguards für Nuklearanlagen und -technologien .....   | 35 |
| 4.5     | Technisch-wissenschaftliche Grundlagen für die Unterstützung<br>internationaler Regelbildung bezüglich der nuklearen Sicherheit ..... | 36 |
| 4.5.1   | Konzeptbezogene Kriterien zur Definition von Sicherheitsanforder-<br>ungen .....  | 37 |
| 4.5.2   | Bereitstellung geeigneter Werkzeuge zur Nachweisprüfung .....   | 37 |
| 4.5.3   | Analysewerkzeuge zur Beurteilung der Auswirkungen übergreifender<br>Einwirkungen von innen und außen.....                             | 38 |
| 4.6     | Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards) .....   | 39 |
| 4.6.1   | Weiterentwicklung von Safeguardstechnologien.....   | 40 |
| 4.6.2   | Weiterentwicklung des "Staatskontrollansatzes" .....  | 41 |
| 4.6.3   | Weiterentwicklung von Safeguards-Überlegungen im Rahmen von<br>"Triple-S" (Sicherheit, Sicherung, Safeguards) .....                   | 41 |



|  |   |           |
|--|---|-----------|
| <b>5</b>                                 | <b>Vorhandene und benötigte Ressourcen .....</b>  | <b>43</b> |
|  | <b>Danksagung .....</b>   | <b>48</b> |
| <br><b>Tabellen- und Bildverzeichnis</b> |   |           |
|  | <b>Tab. 1 Zielorientierte nukleare Sicherheitsforschung.....</b>                                      | <b>42</b> |
|  | <b>Tab. 2 Wesentliche Kompetenzfelder der prioritären Forschungsgebiete.....</b>                      | <b>47</b> |
|  | <br><b>Abb. 1 Aktuelle Personalmittel (2011) aufgeschlüsselt nach den Hauptkompetenz-Feldern.....</b> | <b>46</b> |

## Abkürzungsverzeichnis

|        |  |
|--------|--|
| ADS    | Accelerator Driven Systems   |
| AkEnd  | Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte                      |
| AM     | Accident Management  |
| APA    | Acquisition Path Analysis  |
| BfS    | Bundesamt für Strahlenschutz   |
| BGR    | Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe                    |
| BMBF   | Bundesministerium für Bildung und Forschung                          |
| BMF    | Bundesministeriums der Finanzen                                      |
| BMU    | Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit     |
| BMWi   | Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie                     |
| CFD    | Computational Fluid Dynamics   |
| dpa    | displacement per atom  |
| Cs-135 | Cäsium-135   |
| CSNI   | Committee on the Safety of Nuclear Installations                     |
| Cr     | Chrom  |
| DNB    | Departure of Nuclear Boiling   |
| ESARDA | European Safeguards Research and Development Association             |
| EU     | Europäische Union  |
| EVA    | Einwirkungen von außen   |
| EVI    | Einwirkungen von innen   |
| FZJ    | Forschungszentrum Jülich   |
| FuE    | Forschung und Entwicklung  |
| GEN IV | Generation IV  |
| GFR    | Gas Cooled Reactor   |
| GIF    | Generation IV International Forum                                    |
| GRS    | Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH                  |
| HAW    | High Active Waste  |
| HPLWR  | High Performance Light Water Reactor                                 |
| HRL    | Hard Rock Laboratory   |
| HTR    | Hochtemperaturreaktor  |
| I-129  | Iod-129  |
| IAEA   | International Atomic Energy Agency                                   |
| INMM   | Institute of Nuclear Materials Management                            |
| INPRO  | International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles |
| KIT    | Karlsruher Institut für Technologie                                  |
| KKW    | Kernkraftwerk  |
| LBE    | Lead-Bismut Eutectic Reactor   |
| LFR    | Lead Cooled Fast Reactor   |
| LIBS   | Laser Induced Breakdown Spectroscopy                                 |
| LWR    | Leichtwasserreaktor  |
| MA     | Minore Actiniden   |
| MCPR   | Minimum Critical Power Ratio   |
| MOX    | Mischoxid  |
| MSR    | Molten Salt Reactor System   |

|          |  |
|----------|--|
| MYRRHA   | Multi-purpose hybrid research reactor for high-tech applications       |
| NEA      | Nuclear Energy Agency  |
| NWAL     | Network of Analytical Laboratories                                     |
| ODS      | Oxide Dispersion Strengthened  |
| OECD     | Organisation for Economic Co-operation and Development                 |
| P&C      | Partitioning & Conditioning  |
| P&T      | Partitioning & Transmutation   |
| PCI      | Pellet-Cladding-Interaction  |
| PCMI     | Pellet-Cladding-Mechanical-Interaction                                 |
| PSA      | Probabilistische Sicherheitsanalyse                                    |
| PT E     | Projekträger Entsorgungsforschung                                      |
| PT R     | Projekträger Reaktorsicherheitsforschung                               |
| RDB      | Reaktordruckbehälter   |
| SCK-CEN  | Studiecentrum voor Kernenergie - Centre d'Etude de l'énergie Nucléaire |
| SCWR     | Supercritical Water Reactor  |
| SET      | Strategic Energy Technology  |
| SFR      | Sodium-Cooled Fast Reactor   |
| SMR      | Small Modular Reactor  |
| SNETP    | Sustainable Nuclear Energy Technology Platform                         |
| StrlSchV | Strahlenschutzverordnung   |
| V/HTR    | Very High Temperature Reactor  |
| W+T      | Wissenschaft & Technik   |
| WENRA    | Western European Nuclear Regulators' Association                       |
| ZFP      | zerstörungsfreie Prüfverfahren   |

## **1 Einleitung**

Mit der 7. Novelle des Atomgesetzes wird festgelegt, dass die acht älteren Kernkraftwerke, die in Reaktion auf die Reaktorhavarie im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi am 11. März 2011 vorläufig abgeschaltet wurden, nicht wieder ans Netz gehen. Des Weiteren legt die 13. Novelle des Atomgesetzes fest, die Nutzung der Kernenergie für die Stromerzeugung schrittweise bis 2022 definitiv zu beenden.

Diese neue Situation erfordert eine grundlegende Evaluierung der öffentlich geförderten nuklearen Sicherheitsforschung. Es ist sicher zu stellen, dass die Ziele der nuklearen Sicherheitsforschung in Deutschland konform sind mit den energiepolitischen Zielen der Bundesregierung und mit deren internationalen Verflechtungen. Hier nach müssen sich die Inhalte der nuklearen Sicherheitsforschung ausrichten.

Das vorliegende fachliche Grundsatzpapier ist der inhaltlichen Bestandsaufnahme und Bewertung der vorrangigen Themen der nuklearen Sicherheitsforschung gewidmet. Es liefert eine fachliche Basis für weitere Diskussionen zwischen den im Kompetenzverbund Kerntechnik vertretenen Forschungsstellen und den zuständigen Ressorts der Bundesregierung zur Neuorientierung der nuklearen Sicherheitsforschung für die nächsten fünf bis zehn Jahre.

Damit wird die Empfehlung der Ethik-Kommission Sichere Energieversorgung (Bericht „Deutschlands Energiewende – Ein Gemeinschaftswerk für die Zukunft“ vom Mai 2011) berücksichtigt, dass Forschungen zur nuklearen Sicherheit und zum Umgang mit radioaktivem Material weitergeführt werden müssen. Weiterhin besagt das 6. Energieforschungsprogramm, dass im Bereich der nuklearen Sicherheit und Non-Proliferations-Vorsorge die Bundesregierung die Forschungsförderung so gestalten wird, dass die in Deutschland vorhandenen Kompetenzen bewahrt und weiterentwickelt werden können (Sechstes Energieforschungsprogramm der Bundesregierung – Forschung für eine umweltschonende, zuverlässige und bezahlbare Energieversorgung, vom August 2011).

## **2 Vorgeschichte**

Im Jahre 1998 fand in der deutschen Energiepolitik ein Paradigmenwechsel hinsichtlich der friedlichen Nutzung der Kernenergie für die öffentliche Stromversorgung statt. Galt die Kernenergie bislang als Eckpfeiler für die sichere, kostengünstige und umweltfreundliche Stromversorgung von Bevölkerung und Volkswirtschaft, wurden nun die mit ihrer Nutzung verbundenen Risiken als nicht vertretbar angesehen. Insbesondere wurde die Langzeitradiotoxizität, die den sicheren Einschluss der bei der Kernspaltung entstehenden Abfälle für Jahrhunderttausende erforderlich macht, als prinzipiell nicht beherrschbar betrachtet. Die Bundesregierung hat somit mit den Kernkraft betreibenden Energieversorgungsunternehmen den geordneten, schrittweisen Ausstieg aus der Kernenergienutzung vereinbart. Durch Limitierung der zu liefernden maximalen Strommenge für die laufenden Kernkraftwerke sollte die Kernkraftnutzung mit einem Zeithorizont etwa zwischen 2022 und 2025 beendet werden. Die Neuerrichtung von

kommerziellen Kernkraftwerken wurde in der Novellierung des Atomgesetzes von 2002 ausgeschlossen.

Das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) hat im Jahr 1999 eine Evaluierungskommission einberufen, um festzulegen, welche Themengebiete zukünftig durch die nukleare Sicherheitsforschung vorrangig und welche weiteren Themen zusätzlich nach Maßgabe zur Verfügung stehender Mittel bearbeitet werden sollten. Der Evaluierungskommission gehörten unter Vorsitz des BMWi Vertreter der Bundesministerien für Bildung und Forschung (BMBF), für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) sowie zeitweise der Finanzen (BMF) an. Hinzugezogen wurden Vertreter der Forschungszentren Jülich (FZJ), Rossendorf (heute Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf) und Karlsruhe (heute Karlsruher Institut für Technologie (KIT)) sowie der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) und die Stabsleiter der Projektträger PT E (KIT) und PT R (GRS). Die Zielsetzung der Evaluierung bestand in der Bestimmung der Prioritäten in der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung, der Bestandsaufnahme verfügbarer Ressourcen in den Forschungszentren, der GRS und der BGR sowie in der Identifikation notwendiger Maßnahmen zum Kompetenzerhalt auch unter Einbeziehung der Hochschulen.

Die Evaluierungskommission kam zu folgenden Ergebnissen, die im Evaluierungsbericht (Bericht der vom BMWi berufenen Evaluierungskommission, vom Januar 2000) niedergelegt sind:

- Es wurde eine Bestandsübersicht über die in den beteiligten Institutionen vorhandenen Forschungskapazitäten und die wesentlichen dort durchgeführten Arbeiten erstellt.
- Es wurden die Grundlagen bzw. Grundzüge des zu gründenden Kompetenzverbands Kerntechnik zur Koordinierung der nuklearen Sicherheitsforschung unter dem Eindruck knapper werdender Mittel geschaffen.
- Vordringliche Arbeiten und Perspektiven der nuklearen Sicherheitsforschung wurden definiert.
- Weitere wichtige Arbeiten, die nach Maßgabe verfügbarer Mittel durchzuführen sind, wurden festgestellt.

Insbesondere wurde die Nachwuchsförderung an den Hochschulen zur Sicherung des Kompetenzerhalts gefordert.

In anschließenden Expertensitzungen des Kompetenzverbundes Kerntechnik wurden die durch die Evaluierungskommission definierten Arbeitsfelder weiter differenziert und in dem gemeinsamen Bericht (Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland) für die Jahre 2002-2006 dargestellt. Dieser Bericht wurde inhaltlich für den Zeitraum 2007-2011 fortgeschrieben und dient den Forschungseinrichtungen als Richtschnur für die Erstellung der Förderanträge bzw. Angebote zur Finanzierung aus Mitteln der projektgeförderten Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung des BMWi.

Als nach der Bundestagswahl 2009 ein neues Energiekonzept der Bundesregierung verabschiedet wurde, ergaben sich auch hinsichtlich der Nutzung der Kernenergie neue Rahmenbedingungen. Zwar hielt auch die neue Bundesregierung grundsätzlich an der Beendigung der Nutzung der Kernenergie für die Stromversorgung in Deutschland fest, plante diesen Ausstieg aber mit erweitertem Zeithorizont und damit um 8 bzw. 15 Jahre verlängerten Betriebszeiten der laufenden Kernkraftwerke. Dies zog für die nukleare Sicherheitsforschung zwar keine grundsätzlich neuen Themen nach sich. Zumindest aber für die Reaktorsicherheitsforschung waren Anpassungen bei den Schwerpunktsetzungen angezeigt. Der Kompetenzverbund Kerntechnik analysierte die neue Situation und fixierte die notwendigen Anpassungen thematischer Schwerpunkte aus Anlass der Laufzeitverlängerung deutscher Kernkraftwerke in einem Bericht, der im Dezember 2010 herausgegeben wurde. Vorrangige Schwerpunkte wurden danach auf den Gebieten des Hochabbrandes und der Kernbeladestrategien, der Alterung von metallischen Komponenten, Betonteilen und Nichtprozesskomponenten, der Zuverlässigkeit digitaler Sicherheitsleittechnik, der hoch integrierten Wartentechnik sowie auf den Querschnittsgebieten probabilistischer Sicherheitsanalysen, Sicherheitsmargen und Unsicherheitsanalysen identifiziert.

Am 11. März 2011 ereignete sich vor Japan das bisher schwerste registrierte Erdbeben, das einen Tsunami an der japanischen Nordostküste auslöste, der unter anderem die Schutzeinrichtungen des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi I überflutete und zur Havarie der Kernkraftwerksblöcke führte. Die Bundesregierung reagierte hierauf mit der Anordnung der dauerhaften Stilllegung von acht älteren Kernkraftwerken in Deutschland und dem definitiven Ende der Kernkraftnutzung zum Jahre 2022. Für die verbleibenden KKW wurden gesonderte Sicherheitsanalysen sog. Stresstests angeordnet, alle damals in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke kurzfristig neu auf ihre technische Sicherheit zu überprüfen und gleichzeitig zu prüfen, wie Deutschland schnellstmöglich und sicher ins Zeitalter erneuerbarer Energien gelangen kann. Dazu wurden die Reaktorsicherheitskommission und eine neu berufene Ethikkommission beauftragt. Basierend auf den Empfehlungen der beiden Kommissionen wurde am 30. Mai 2011 von der Bundesregierung beschlossen, acht der älteren Kernkraftwerke dauerhaft abzuschalten und die Nutzung der Kernkraft zur Energieerzeugung definitiv bis zum Jahre 2022 zu beenden. Im Juli 2011 wurde das Atomgesetz dementsprechend geändert.

### **3 Zukünftige Themen der nuklearen Sicherheitsforschung**

Nach dem Beschluss der Bundesregierung aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung bis zum Jahre 2022 auszusteigen, legte die Ethikkommission am 30. Mai 2011 ihren Bericht „Deutschlands Energiewende – Ein Gemeinschaftswerk für die Zukunft“ vor. Hierin steht:

„Der Ausstieg aus der Kernenergie in Deutschland erfordert weitere Forschung auch zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen sowie zum Umgang mit nuklearen Abfällen – dies ebenso mit Blick darauf, dass wir weiterhin in einer Welt leben, in der in vielen Staaten kerntechnische Anlagen betrieben und weitere Kernkraftwerke gebaut werden.

Das 6. Energieforschungsprogramm begründet, dass nukleare Sicherheitsforschung mit öffentlicher Förderung weiterhin benötigt wird:

„Für Betrieb, Stilllegung und Entsorgung von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren, ebenso wie für die Endlagerung radioaktiver Abfälle, gelten höchste Sicherheitsanforderungen. Maßgeblich ist nicht nur der Stand der Technik, sondern nach § 7d Atomgesetz der „fortschreitende Stand von Wissenschaft und Technik“.

Damit weist der Gesetzgeber der nuklearen Sicherheitsforschung eine herausragende Rolle zu. Denn fortschreiten kann der Stand von Wissenschaft und Technik nur durch die Ergebnisse beharrlicher Anstrengungen bei Forschung und Entwicklung“ (Das 6. Energieforschungsprogramm der Bundesregierung, Abschnitt 3.2 Nukleare Sicherheits- und Endlagerforschung).

Dies zeigt, dass ein breiter Konsens dahingehend besteht, dass auch zukünftig Forschung zur nuklearen Sicherheit hohe Priorität besitzt. Es ist weiterhin sicherzustellen, dass die Ziele der zukünftigen, öffentlich geförderten Forschung zur nuklearen Sicherheit im Einklang zum politischen Willen stehen, und einen unverzichtbaren Beitrag zur Wahrnehmung vitaler deutscher Sicherheitsinteressen im Hinblick auf das Auslaufen der Kernenergienutzung in Deutschland und auf den Weiterbetrieb und Neubau von Kernkraftwerken im Ausland leistet.

Im Kompetenzverbund Kerntechnik wurden nachfolgende sechs Zielgebiete für die zukünftige Ausrichtung der nuklearen Sicherheitsforschung identifiziert, die im Weiteren diskutiert werden.

- I. Technisch-wissenschaftliche Absicherung des verbleibenden Betriebs deutscher Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren
- II. Gewährleistung des sicheren Rückbaus stillgelegter Anlagen
- III. Sicherheit der Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Abfälle unter Berücksichtigung konzeptioneller Entsorgungsoptionen (Langfristzwischenlagerung, Rückholbarkeit, P&T)
- IV. Unterstützung höchster Sicherheitsstandards nuklearer Anlagen im Ausland, einschließlich konzeptionell neuer Reaktoren (GEN IV, SMR)
- V. Technisch-wissenschaftliche Grundlagen für die Unterstützung internationaler Regelbildung bezüglich der nuklearen Sicherheit
- VI. Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards)

## **4 Vordringliche Arbeitsschwerpunkte**

Für die Bearbeitung der oben aufgeführten Zielgebiete wurden im Expertenkreis vorrangige Forschungsthemen diskutiert und spezifiziert. Diese werden im Folgenden aufgeführt und erläutert.

### **4.1 Technisch-wissenschaftliche Absicherung des verbleibenden Betriebs deutscher Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren**

Damit die Bundesregierung dem Gebot staatlicher Vorsorge und Verantwortung gerecht werden kann, müssen für die verbleibenden Betriebszeiten die Sicherheit sowie die Schadensvorsorge der heute betriebenen Anlagen in Deutschland auf höchstmöglichem Niveau gewährleistet bleiben. Darüber hinaus muss auch nach Abschaltung bis zur vollständigen Entsorgung des Kernmaterials die Sicherheit der Anlagen aufrechterhalten werden.

Dies beinhaltet eine fortlaufende Weiterentwicklung der Sicherheit entsprechend dem Fortschritt von Wissenschaft und Technik. Der sichere verbleibende Betrieb der Kernkraftwerke erfordert einen ganzheitlichen Ansatz. Dieser muss neben deterministischen und probabilistischen Anforderungen zur Sicherheitsauslegung der Anlagen auch den Einfluss organisatorischer und personenbezogener Faktoren berücksichtigen. Der Analyse des menschlichen Verhaltens in komplexen Situationen, wie etwa bei Unfällen mit gravierenden Zerstörungen der Infrastrukturen sowie der Optimierung von Entscheidungsabläufen muss angemessen Beachtung geschenkt werden.

Für den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke bis 2022, sowie den darüber hinausgehenden Stillstandsbetrieb und den daran anschließenden Rückbau ist der fachliche Kompetenzerhalt auf der Basis der Ergebnisse eigener Forschung sicherzustellen. Hierzu ist der Erhalt einer kritischen Masse von FuE-Kompetenzen und Kapazitäten in Deutschland notwendig um die Aufrechterhaltung von kerntechnischer Kompetenz für Industrie und Energieversorger einerseits sowie für Aufsichtsbehörden und Gutachter andererseits zu gewährleisten. Durch qualifizierte Lehrangebote an Universitäten und Fachhochschulen ist für die Heranbildung kompetenten Nachwuchspersonals Sorge zu tragen. Der vorrangige Forschungsbedarf zur technisch-wissenschaftlichen Absicherung des Restbetriebs deutscher Anlagen ist nachfolgend detailliert dargestellt.

#### **4.1.1 Prüfung und Bewertung der Sicherheit von Strukturen**

Im Hinblick auf die verbleibenden Betriebszeiten ist damit zu rechnen, dass Kraftwerksbetreiber und Hersteller bestrebt sein werden, die bisherigen Betriebserfahrungen sowie neue technologische Entwicklungen zu nutzen, um mittels Anlagenmodifikationen und Änderungen der Betriebsweisen die Wirtschaftlichkeit und Betriebsstabilität der Kernkraftwerke weiter zu verbessern. So wird auch der zunehmende Lastfolgebetrieb von Kernkraftwerken im Hinblick auf die Verträglichkeit mit regenerativen Energieträgern eine größere Rolle spielen. Lastfolgebetrieb bedeutet aber stärkere Beanspru-



chung einer Vielzahl von Komponenten, wobei vorausschauend zu bewerten ist, ob in Verbindung mit Alterungsprozessen Sicherheitsmargen signifikant vermindert werden.

Für die sichere Beurteilung des jeweiligen Anlagenzustandes sowie die Prognose der zu erwartenden betriebsbedingten und alterungsbedingten Veränderungen des Sicherheitszustandes der heute betriebenen Kernkraftwerke sind validierte Analysewerkzeuge zur Simulation des strukturellmechanischen Verhaltens von druckführenden Komponenten und Gebäudestrukturen bereitzustellen und gezielt weiterzuentwickeln. Hierzu gehören erprobte Materialmodelle zur Beschreibung des Werkstoffverhaltens insbesondere im auslegungsüberschreitenden Bereich sowie qualifizierte, zerstörungsfreie Prüfmethoden. Eine Vielzahl solcher Methoden und Werkzeuge steht für in Deutschland betriebene Leichtwasserreaktoren bereits zur Verfügung. Sie sind jedoch an die Anforderungen technologisch veränderter Kraftwerkseinrichtungen unter Berücksichtigung von Alterungsphänomenen anzupassen bzw. weiterzuentwickeln. Dabei sind veränderte Lastannahmen infolge auslegungsüberschreitender Ereignisse wie in Fukushima sowie verstärkte Einwirkungen von außen (EVA) mit Bezug auf Terroranschläge, insbesondere die des 11. Septembers 2001 zu berücksichtigen.

Im Folgenden werden die Fachgebiete mit vorrangigem Forschungs- und Entwicklungsbedarf näher spezifiziert. Dabei ist es notwendig, internationale Positionen und Aktivitäten der EU, der OECD/NEA und der IAEA zu den entsprechenden Fachgebieten zu verfolgen und in die Forschungsarbeiten einzubeziehen.

#### **4.1.1.1 Strukturmechanische Analysemethoden zur Integritätsbewertung von Gebäudestrukturen und Komponenten**

Im Rahmen der Integritätsnachweise für Komponenten der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels von Leichtwasserreaktoren sind Spannungsberechnungen für Lastfälle, die sich aus den Ereignislisten der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke ergeben, erforderlich, wobei die Einhaltung von Sicherheitsabständen gegenüber Integritätsverlust bzw. Versagen einer Komponente aufgezeigt wird. Mit fortschreitender Betriebsdauer kerntechnischer Komponenten und Betrachtungen zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen gewinnt die Frage nach der Quantifizierung von Sicherheitsabständen und die Bestimmung der Grenztragfähigkeit von Komponenten zunehmend an Bedeutung. Dazu sind verfeinerte Analysemethoden bereitzustellen und zu erproben, mit denen im Rahmen von „best-estimate“ (d. h. eine weitgehend mechanistische, auf verstandene und deterministisch beschreibbare physikalische Prozesse zurückgeführte) Analysen, unter Verwendung von aus Versuchen abgeleiteten Versagenskriterien, die Sicherheitsabstände quantifiziert und methodische Unsicherheiten minimiert werden können.

Die Ereignisse der letzten Jahre gaben Anlass, die Sicherheit von kerntechnischen Anlagen gegenüber Einwirkungen von außen, insbesondere gegenüber Flugzeugabsturz, Erdbeben und Sprengstoffexplosion erneut zu untersuchen. Dazu ist es notwendig, Analysemethoden bereitzustellen, mit denen z. B. die Integrität baulicher Strukturen beim Aufprall deformierbarer bzw. harter Strukturen, die Möglichkeiten für das Eindringen von Kerosin ins Innere baulicher Strukturen, die Auswirkungen von Kerosinbrän-

den auf bauliche und maschinentechnische Strukturen, die Auswirkungen von Erschütterungen infolge des Aufpralls großer Massen bzw. erhöhter Erdbebenbelastungen einschließlich einer Vielzahl von Nachbeben sowie die Integrität baulicher Strukturen bei detonativen Belastungen bestimmt werden können. Diese Analysemethoden sind an geeigneten Versuchen, die teilweise noch zu spezifizieren und durchzuführen sind zu validieren.

Die Verwendung probabilistischer Analysemethoden zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit von Komponenten gewinnt international an Bedeutung und wird sich in den nächsten Jahren weiter durchsetzen. In Deutschland wurden in den letzten Jahren auf diesem Sektor Forschungsarbeiten durchgeführt mit dem Ziel, probabilistische Analysemethoden insbesondere zur Bestimmung der Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen bereitzustellen und zu erproben. Diese Methoden sind im Hinblick auf den Einsatz in Verbindung mit Sicherheitsanalysen, Leck-vor-Bruch- sowie Bruchausschluss-Nachweisen und auch im Zusammenhang mit der Effektivität von Prüf- und Instandhaltungsmaßnahmen im Rahmen des Alterungsmanagements zu erüchtigen. In diesem Zusammenhang sind auch die Aussagegenauigkeit und die Gültigkeitsgrenzen der bisher verwendeten vereinfachten Methoden zur Bestimmung der Leckraten in Rohrleitungen mit verfeinerten Methoden unter Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung zu bestimmen.

Außerdem ist die bereits im konventionellen Industriebau und teilweise auch bereits für kerntechnische Anlagen im Ausland praktizierte Bewertung der Zuverlässigkeit von Bauwerksstrukturen, für die derzeit in Deutschland im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung erste methodische Ansätze für Kernkraftwerke entwickelt werden, methodisch zu vervollständigen und zu systematisieren.

Fragen der Alterung von Komponenten und Materialien und der daraus resultierenden Minderung der Sicherheitsmargen von Komponenten und Funktionen gewinnen mit fortschreitender Betriebsdauer der Anlagen zunehmend an Bedeutung. Zukünftig wird es erforderlich sein, die Analysemodelle zur Simulation des mechanischen Gesamtsystemverhaltens weiterzuentwickeln. Dafür werden Berechnungsmethoden benötigt, mit denen auch die Wechselwirkung zwischen strukturmechanischen und thermohydraulischen Prozessen beschrieben werden kann.

#### **4.1.1.2 Methoden zur Werkstoffcharakterisierung**

Mit zunehmender Betriebsdauer kerntechnischer Anlagen sind mögliche Werkstoffschädigungen rechtzeitig zu erfassen, um eine Zunahme von Schadensfällen zu vermeiden. Insbesondere zur Ermüdung und Spannungsrisskorrosion metallischer Werkstoffe bestehen noch offene Fragestellungen. In diesem Zusammenhang ist insbesondere die Wechselwirkung der Werkstoffmikrostruktur mit dem Umgebungsmedium bezüglich Entstehung und Wachstum von kurzen Rissen in ferritischen und austenitischen Stählen sowie in Schweißverbindungen von Bedeutung. Um eine genauere Vorhersage des Einflusses relevanter Schädigungsmechanismen auf die Lebensdauer von Komponenten zu ermöglichen, sind sowohl experimentelle als auch analytische Forschungsarbeiten notwendig. In diesem Zusammenhang sind Messmethoden weiterzu-

entwickeln, die zur Bestimmung komplementärer Zustandsgrößen in kerntechnischen Anlagen eingesetzt werden können (in situ-Monitoring), insbesondere zur Beschreibung mikrostruktureller Veränderungen als Folge thermomechanischer Wechselbeanspruchungen (siehe Kapitel 4.1.1.3). Weiterhin sind vor dem Hintergrund veränderter Lastannahmen infolge der Ereignisse in Fukushima sowie von Terroranschlägen Forschungsarbeiten notwendig, um die Datenbasis zur Charakterisierung der in Deutschland verwendeten Reaktorstähle und Betonwerkstoffe vor allem im Bereich hoher Temperaturen und Belastungsgeschwindigkeiten zu erweitern.

Im Hinblick auf die Funktionstüchtigkeit von Sicherheitssystemen ist bei Störfallanalysen die Zuverlässigkeit von Kabeln im Sicherheitsbehälter unter Berücksichtigung von Alterungseffekten zu untersuchen. Hierbei sollte auf bereits vorliegende Untersuchungen aufgebaut werden. Wesentliche Forschungsthemen sind die physikalischen Grundlagen der Kabelalterung sowie deren Auswirkung auf elektrische, mechanische und brandtechnische Eigenschaften der Kabel. Es ist sowohl der Materialzusammensetzung der in deutschen KKW's verwendeten Kabel, als auch in besonderem Maße den speziellen Umgebungsbedingungen im nuklearen Bereich unter Betriebs- und Störfallbedingungen Rechnung zu tragen.

#### **4.1.1.3 Verfahren zur zerstörungsfreien Prüfung und zur Anlagenüberwachung**

Zur Identifizierung, Qualifizierung und Verfolgung der komponentenspezifischen Schädigungen in metallischen Komponenten bei typischen betrieblichen Belastungszuständen haben insbesondere zerstörungsfreie Prüfverfahren (ZFP) großes Potenzial, eine Online-Überwachung zu ermöglichen und Bezüge zu mechanisch-technologischen Kenngrößen zu liefern. Durch die Entwicklung entsprechender technischer Verfahren wurden Voraussetzungen geschaffen, die Lage, Form und Größe von Fehlern mit einer bestimmten Detektionswahrscheinlichkeit zu bestimmen. Zur Erhöhung der Detektionswahrscheinlichkeit der auftretenden Fehler sind weitere Forschungsarbeiten durchzuführen.

Über die Nutzungsdauer der Anlage ist es unerlässlich zu überprüfen, welche Eigenschaften die Betonstrukturen zum aktuellen Zeitpunkt und in Zukunft tatsächlich besitzen. Hierzu sollten Betonproben aus bestehenden (und/oder stillgelegten) Anlagen entnommen und eingehend hinsichtlich ihrer Materialeigenschaften untersucht werden. Diese Proben sollen auch dazu dienen, Verfahren der zerstörungsfreien Materialcharakterisierung von Beton zu entwickeln und zu validieren.

Um die Integrität der Anlagen nicht zu gefährden, muss weiterhin sichergestellt sein, dass Eigenschaftsänderungen von Dübeln und Verankerungen unter Berücksichtigung der Rissanfälligkeit von Beton sowie der alterungsbedingten Veränderungen der Werkstoffeigenschaften von Beton, insbesondere bei äußeren Einwirkungen einschließlich induzierter Erschütterungen, keinen unzulässigen Einfluss auf deren Funktionalität haben. In diesem Zusammenhang sollen mögliche Schädigungsmechanismen an Dübelverankerungen charakterisiert und die Wechselwirkungen mit Beton untersucht werden.

#### **4.1.2 Nachweisverfahren für die Beherrschbarkeit von Transienten, Stör- und Unfällen**

Weltweit werden Rechenprogrammsysteme zur Simulation des Ablaufs von Störfällen und Unfällen in Kernreaktoren entwickelt und angewandt. Zentrale Sicherheitsfragen, die dadurch adressiert werden, betreffen z. B. die Beurteilung der Kühlbarkeit des Reaktorkerns, der Rückhaltepotenziale der unterschiedlichen Barrieren sowie die Vorhersage einer eventuellen Freisetzung radioaktiver Stoffe (radiologischer Quellterm). Außerdem spielen Fragen zu Reaktivitätsverhalten und Kritikalitätszustand des Kerns eine wichtige Rolle bei der Beherrschung von Stör- und Unfällen.

Um die Aussagegenauigkeit der Simulationsergebnisse zu verbessern, ist eine weitgehende Berücksichtigung der vielschichtigen Wechselwirkungen relevanter Phänomene bei Stör- und Unfällen erforderlich. Die Beurteilung von Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen steht weiterhin im Vordergrund: Insbesondere unter Beachtung der Ereignisse in Fukushima gewinnen Analysen zur Begrenzung der Folgen von Unfällen mit schweren Kernschäden weiter an Bedeutung. Um die Durchführbarkeit dieser Maßnahmen auch unter erschwerten Bedingungen überprüfen zu können, sind „best-estimate“ Simulationsmodelle erforderlich. In den Fokus rückt auch die Beurteilung der längerfristigen Konsequenzen solcher schweren Störfälle in einer beschädigten Anlage. Auch hier müssen die Prozessmodelle weiter verbessert werden.

##### **4.1.2.1 Anlagenverhalten, Transienten und Auslegungsstörfälle**

Die rechnerische Simulation spezieller Anlagendetails, ausgehend von den Brennstäben und Brennelementen bis hin zu kompletten Reaktorkreisläufen, wird kontinuierlich verbessert, um das zeitabhängige Verhalten dieser Systeme bei verschiedenen Betriebszuständen simulieren und hinsichtlich ihrer Sicherheitseigenschaften analysieren zu können. Hierbei wird nicht nur der normale Anlagenbetrieb untersucht, sondern auch das Verhalten der Systeme bei Störfällen, die innerhalb der Auslegungsgrenzen liegen. Beispiele für derartige Auslegungsstörfälle sind kleine, mittlere und große Lecks in der druckführenden Umschließung, der Ausfall der Hauptwärmesenke oder auch der Notstromfall.

Für die Simulation der thermohydraulischen Vorgänge in den Kühlkreisläufen im Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken werden heute vor allem Systemcodes genutzt. Diese ermöglichen Simulationen auf der Basis eindimensionaler Bilanzgleichungen, die mit meist empirischen Korrelationen zur Berücksichtigung der Wärmeübergangs- und Strömungsvorgänge gekoppelt sind. Für die technisch-wissenschaftliche Absicherung des verbleibenden Betriebs deutscher Kernkraftwerke ist der Erhalt sowie eine stetige Weiterentwicklung und Anpassung dieser eindimensionalen Simulationswerkzeuge an aktuelle Fragestellungen notwendig. Dabei ist eine Erweiterung um 2D und 3D Module sinnvoll und praktikabel insbesondere für eine verbesserte Berücksichtigung der Strömungsvorgänge im Reaktordruckbehälter.

Zur genaueren Nachbildung mehrdimensionaler Strömungsvorgänge, die bei vielen Anlagentransienten und Unfallszenarien im Reaktorkreislauf und Sicherheitsbehälter

eine wichtige Rolle spielen, sind Rechenprogramme mit erhöhter Aussagesicherheit erforderlich. Für entsprechende Simulationen werden heute in zunehmendem Maße Computational Fluid Dynamics (CFD)-Codes erfolgreich eingesetzt. Eines der Hauptziele bleibt - entsprechend dem sich stetig verbessernden Stand von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken - die Weiterentwicklung lokaler Schließungsmodelle für CFD-Codes und die Kopplung von CFD-Codes mit Systemcodes. Bei der Weiterentwicklung und Validierung von CFD-Modellen für den Reaktorkreislauf besteht insbesondere für die Themenbereiche Turbulenzmodellierung und Zweiphasenströmungen noch Forschungsbedarf. Bei CFD-Modellen für den Sicherheitseinschluss oder Gebäude besteht darüber hinaus Bedarf an der Weiterentwicklung von Kondensationsmodellen. Beide Werkzeuge – auf dem aktuellen Stand gehaltene Systemcodes und für Ein- und Zweiphasenströmungen qualifizierte CFD-Codes – ergänzen einander und werden für die Bewertung der Sicherheit der Anlagen benötigt.

Sowohl Systemcodes als auch CFD-Rechenprogramme müssen durch geeignete Experimente validiert werden. Für problemrelevante Aussagen wird hier auf Versuche im mittleren und großen Maßstab zurückgegriffen, um die Fragestellungen aus dem Kraftwerksbetrieb zutreffend abbilden zu können. Die Experimente stellen dabei bei bekannten Ausgangs- und Randbedingungen gezielt Einzelprozesse nach, die gewöhnlich durch eine aufwändige Instrumentierung überwacht werden. Das Simulieren dieser Prozesse führt zu Aussagen über die Qualität der Rechenprogramme und der verwendeten Modellannahmen. Eine ständige Weiterentwicklung der Codes erfordert eine kontinuierliche Validierung. Dies ist in vielen Fällen mit steigenden Anforderungen an die entsprechenden Experimente sowohl in der Instrumentierung als auch in der Durchführung und Auswertung verbunden. Der Erhalt sowie die weitere Förderung der experimentellen Einrichtungen in Deutschland, die für die Validierung der Codes benötigt werden, bleiben auch weiterhin erforderlich.

Mittels Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen ist die Aussagesicherheit von Simulationen zu quantifizieren. In thermohydraulischen Systemcodeanalysen haben die Methoden zu Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen bereits eine hohe Leistungsfähigkeit erreicht. Wesentlich für die Durchführung einer Unsicherheitsanalyse sind die Auswahl der unsicheren Parameter und Modellformulierungen (Eingangsunsicherheiten) sowie die Festlegung der zugehörigen Wertebereiche und Wahrscheinlichkeitsverteilungen, da diese die Unsicherheit bzw. Aussagesicherheit des Rechenergebnisses maßgeblich mitbestimmen. Zur Bestimmung der Eingangsunsicherheiten haben sich international verschiedene Verfahren etabliert (Bayes'sche Verfahren, Expertenurteil). Ziel ist es daher, die bestehenden Verfahren vergleichend zu prüfen und, falls erforderlich, weiterzuentwickeln. Für CFD-Methoden müssen derartige Methoden ebenfalls etabliert werden. Neu hinzugekommen sind in den vergangenen Jahren Analysen zur Ungenauigkeit in der nuklearen Rechenkette, mit denen die bestehenden Unsicherheiten in der nuklearen Kernausslegung quantifiziert werden können. Forschungsbedarf wird vor allem bei den Unsicherheitsanalysen zu gekoppelten thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenmethoden unter Berücksichtigung von Anlagendaten gesehen.

Für die Sicherheitsbewertung von Reaktorkernen wird aufgrund der zunehmenden Optimierung von Kernbeladungen eine umfassende 3D-Beschreibung der neutronenphy-

sikalischen Prozesse, vom stationären Anlagenzustand bis hin zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen, angestrebt. Schließlich liefert die reaktorphysikalische Berechnung nicht nur die in Störfällen relevante Leistungs- und Nachwärmeproduktion, sondern auch das für Quelltermberechnungen relevante Nuklidinventar. Letzteres spielt außerdem für die Charakterisierung von abgebrannten Brennstoffen, insbesondere im Zusammenhang mit Transport, Zwischen- und Endlagerung, eine wesentliche Rolle. Zu diesem Zweck ist es erforderlich, zuverlässige Reaktorkerndaten und Querschnittsbibliotheken für die Kernsimulatoren bereitzustellen.

Das stationäre und transiente thermomechanische Brennstabverhalten ist für den sicheren Betrieb von Leichtwasserreaktoren von wesentlicher Bedeutung. Dies betrifft nicht nur das Verhalten des Brennstoffs unter transienten Bedingungen wie Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen, sondern auch im stationären Betrieb. Hier sind insbesondere Schadensmechanismen wie PCI (Pellet-Cladding-Interaction), PCMI (Pellet-Cladding-Mechanical Interaction), Frettingschäden und die Abstände zu DNB bzw. zur kritischen Wärmestromdichte genauer zu erfassen. Hier erlaubt der Stand der Simulationstechnik heute bereits hochgenaue strukturmechanische 3D-Beschreibungen von Pellet und Cladding, die ein besseres Verständnis der Versagensmechanismen erlauben. Die Auswertung von Experimenten wird aber nach wie vor erforderlich sein, um gerade das Verhalten von MOX oder hochabgebranntem Brennstoff zu verstehen sowie die numerischen Nachweismethoden zu validieren. Schließlich ist eine Kopplung der thermomechanischen Brennstabmodelle mit mehrdimensionalen Thermohydraulik-Modellen (z. B. Unterkanal- und Systemcode) und Neutronenphysikmodellen anzustreben, um eine integrale und umfassende Simulation von Transienten und Störfällen zu ermöglichen.

Zukünftig sind zur direkten Bestimmung lokaler Sicherheitsparameter wie z.B. DNB, MCPR, maximale Hüllrohr- und Brennstofftemperatur sowie zur Bestimmung von Sicherheitsmargen multi-physikalische und multiskalige Nachweismethoden zu entwickeln, die eine realistische Beschreibung der ablaufenden Phänomene im Reaktorkern und im Primärsystem ohne Konservativitäten ermöglichen.

#### **4.1.2.2 Auslegungsüberschreitende Störfälle**

Notfallmaßnahmen, um bei Stör- und Unfällen die Kühlung des Kerns durch Einspeisung von Wasser in den Primärkreis wieder herzustellen – auch nach längeren Perioden ohne ausreichende Kühlmittelversorgung und bei bereits zu erwartenden signifikanten Kernschädigungen – haben zur Unfallbeherrschung höchste Priorität, wie auch die Aktionen des Personals in Fukushima gezeigt haben. Zur Verbesserung der Strategien zum Notfall-Management sind Kenntnisse über die Störfallabläufe und Phänomene notwendig, die sich durch die Simulation potentieller Szenarien gewinnen lassen, vor allem zur Identifikation von Optionen der Einspeisung und Kühlung, zur Beurteilung der Erfolgsaussichten oder möglicher schädlicher Gegenwirkungen (z. B. Wasserstoffherzeugung) sowie die Bestimmung zeitlicher Margen bis zum möglichen Druckbehälterversagen. Deshalb besitzt der Erhalt der experimentellen Forschungsanlagen als auch die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur „best-estimate“ Be-

schreibung der Vorgänge bei auslegungsüberschreitenden Störfällen mit Kernschmelzen hohe Priorität.

Ziel der Rechenprogramme zur Beschreibung des Reaktorkühlkreislaufes ist die Modellierung der wesentlichen physikalischen Prozesse bis zum Versagen des RDB in einem kontinuierlichen Ereignisablauf. Dabei sollen in jeder Phase des Störfallablaufs Einflüsse von Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden. Wasserstoff- und Spaltproduktfreisetzung in den Sicherheitsbehälter und bei RDB-Versagen auch das Ausfließen von Schmelze sind zu simulieren. Die Entwicklung und Validierung dieser Modelle ist fortzusetzen, um auch zukünftig dem sich weiter entwickelnden internationalen Stand zu entsprechen. Um die integrale Aussagensicherheit zu verbessern, ist ein ausgewogener Detaillierungsgrad der Modellierung anzustreben, wobei vor allem für die Prozesse in der späten Phase im Vergleich zur Frühphase Ausbaubedarf besteht. Durch Kopplung dieser Rechenprogramme mit entsprechenden Simulationsprogrammen zum Verhalten im Sicherheitsbehälter sollen in Zukunft verstärkt mechanistische Simulationen zum integralen Anlagenverhalten ermöglicht werden. Unterstützt wird dies durch die Entwicklung der Rechnerkapazitäten. Schließlich ist die Validierung der Modelle anhand laufender und zukünftiger experimenteller Programme im internationalen Kontext fortzuführen.

Die Integrität des Sicherheitseinschlusses ist im Barrierenkonzept der Reaktorsicherheit von herausragender Bedeutung. Bei schweren Störfällen, bei denen radioaktive Stoffe aus dem Primärkreis freigesetzt werden, stellt der Sicherheitsbehälter die letzte Spaltproduktbarriere gegen die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung dar. Ein mögliches Versagen des Sicherheitsbehälters muss durch gezielte Maßnahmen verhindert werden. Dazu sind aussagekräftige und prognosefähige Analysen erforderlich, um das Anlagenverhalten unter Unfallbedingungen zu beschreiben und im Falle von Lecks die Art und Größe einer Freisetzung von Aktivität in die umgebenden Gebäude und die Umgebung ermitteln zu können. Welchen Stellenwert derartige Analysen und die Ableitung adäquater Maßnahmen haben bzw. bekommen, zeigen die Ereignisse in Fukushima, insbesondere hier die Wasserstoffexplosionen in den Reaktorgebäuden, sowie die Schwierigkeiten bei der Durchführung der Druckentlastung von Reaktor und Sicherheitsbehälter bei fehlender Spannungsversorgung als auch die Nichtverfügbarkeit der langfristigen Kühlung des Reaktors und der Wärmeabfuhr aus der Anlage.

Das Verhalten und die Kühlbarkeit der Kernschmelze im Reaktor sowie in der Reaktorgube im Sicherheitsbehälter, die für die Integrität des Sicherheitsbehälter relevante Wasserstofferzeugung, das Verhindern des Durchschmelzens des Beton-Fundaments sowie Aussagen hinsichtlich Zeitdauer und Versagensbereich sowie der Druckaufbau im Sicherheitsbehälter und die Spaltproduktfreisetzung in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters sind weiterhin detailliert zu untersuchen. Hier ist die weitere Verfügbarkeit der experimentellen Forschungsanlagen speziell für sicherheitsbehälterrelevante Fragestellungen in Deutschland und deren gezielte Anpassung an zukünftige Forschungsaufgaben wichtig.

Neu in den Fokus der Untersuchungen (Phänomene, Ablauf, Gegenmaßnahmen) kommen Vorgänge bis hin zu postulierten schweren Brennelementzerstörungen in

Brennelementlagerbecken, die sowohl die in Betrieb befindlichen als auch die abgeschalteten Anlagen betreffen. Zu berücksichtigen ist, dass sich die Brennelementbecken je nach Anlagenkonzept an unterschiedlichen Orten innerhalb der Anlagen (innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters) befinden und daher anlageninterne Notfallmaßnahmen z. B. zum Wasserstoffabbau konzeptspezifisch beurteilt werden müssen. Die Anwendbarkeit der vorhandenen Codes und die Vollständigkeit der Modellierung der unfallrelevanten Vorgänge und Phänomene erfordern fortlaufende Prüfungen und Erweiterungen.

Anlässlich der Ereignisse in Fukushima rücken insbesondere solche Methoden in den Vordergrund, die in der Lage sind, die Kritikalität des Kerns in den unterschiedlichen Phasen der Kernzerstörung zu überprüfen. Hierfür müssen spezielle Methoden entwickelt werden, um zuverlässige Reaktorkerndaten und Querschnittsbibliotheken für die Kernsimulatoren bereitzustellen. Um auch die komplexen Prozesse der Kernmaterialverlagerung zu erfassen, sind aufwendige Modellierungen notwendig. Dafür kommen in erster Linie Monte-Carlo-Methoden in Frage. Ziel ist die Entwicklung von Rechenprogrammen, die das Reaktivitätsverhalten des geschmolzenen Kerns während verschiedener Phasen eines schweren Störfalls unter Berücksichtigung der thermohydraulischen und thermomechanischen Reaktorkern- und Reaktordruckbehälterbedingungen simulieren.

#### **4.1.3 Schnelllaufende Prozessmodelle für den Einsatz in Notfallzentren**

Die Ereignisse in Fukushima haben erneut gezeigt, dass die zeitnahe Bewertung des Störfalls und die Prognose der weiteren Entwicklung hohe Bedeutung besitzen. Ein wichtiges Element für die Durchführung dieser Aufgabe ist die Verfügbarkeit rechnergestützter Modelle, die das Notfallteam beispielsweise zur Diagnose des Anlagezustands eines KKW, der Bewertung der Wirksamkeit anlageninterner Notfallmaßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden oder ihrer Begrenzung, zur Abschätzung von Zeitspannen für Kernzerstörung und Sicherheitsbehälterversagen und insbesondere zur Quelltermprognose vor einer Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung bis hin zur Verbreitung außerhalb der Anlage einsetzen kann. Voraussetzung hierbei ist, dass die zu untersuchenden Vorgänge schneller als in Echtzeit abgebildet werden können (Rechenzeiten im Minuten-Bereich). Die Modellierung muss auch ausländische Anlagenkonzepte berücksichtigen, insbesondere diejenigen, die in Nachbarländern betrieben oder in naher Zukunft neu gebaut werden.

Sowohl international als auch national sind bereits in Notfallzentren verschiedene, spezialisierte Entwicklungen zur Analyse, Prognose und Simulation von Störfällen vorhanden. Diese benutzen sowohl deterministische als auch probabilistische Verfahren zur Prozessmodellierung. Beide Modelle benötigen anlagenspezifische Datensätze. Probabilistische Modelle benötigen darüber hinaus die Ergebnisse einer anlagenspezifischen PSA der Stufe 2. Erheblicher Entwicklungsbedarf besteht noch hinsichtlich der Vollständigkeit und Qualität der Modellierung der physikalischen Phänomene, der Methoden zur Anpassung an die Anlagenzustände und teilweise der Bedienoberflächen. Darüber hinaus ist eine systematische Validierung mit einhergehender Verbesserung



der Modellierung notwendig. Dies gilt sowohl für die grundlegenden Modellansätze als auch für die verwendeten Eingabedaten für die verschiedenen Anlagentypen und Anfangszustände. Aufgrund erheblicher Unsicherheiten im Kenntnisstand über Ereignisse und Anlagenzustand sind Unsicherheitsanalysen zu integrieren, um die Bandbreiten der Ergebnisse und Einflüsse einzelner Maßnahmen bewerten zu können. Die Anwendbarkeit aller Methoden in der Praxis muss in enger Zusammenarbeit mit den Mitgliedern von Notfallteams erprobt, bewertet und verbessert werden.

#### **4.1.4 Entscheidungsunterstützung für Behörden und Notfallschutzmaßnahmen**

Die Erfahrungen nach dem Tschernobyl-Unfall zeigten europaweit einen erheblichen Bedarf an Verbesserungen im Katastrophenmanagement nach Unfällen in kerntechnischen Anlagen. Unter Federführung des damaligen Forschungszentrums Karlsruhe und jetzigen Karlsruher Instituts für Technologie wurde deshalb das Entscheidungshilfesystem RODOS (Real-time Online DecisiOn Support System) entwickelt, das eine Zusammenführung aller relevanter Daten erlaubt, auf diesen Grundlagen Diagnosen und Prognosen erstellt und die Effizienz verschiedener Maßnahmen vergleicht. Außer in Deutschland wird RODOS in mehr als zehn europäischen Staaten betrieben.

RODOS ist modular aufgebaut und vermittelt Informationen in vier miteinander verzahnten Bereichen:

- Übertragung, Auswertung und Speicherung von radiologischen und meteorologischen Messdaten sowie Wetterprognosen
- Ermittlung der derzeitigen und künftigen atmosphärischen Ausbreitungsvorgänge und daraus abgeleiteten Aktivitätskonzentrationen in der Umwelt
- Simulation von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung und der damit verbundenen radiologischen und materiellen Konsequenzen
- Erstellung einer Rangfolge alternativer Maßnahmenstrategien durch gegenseitige Bewertung ihrer Vor- und Nachteile und der technischen Durchführbarkeit.

Denkbare Maßnahmen können von der Empfehlung des Aufenthalts in Gebäuden, der Verteilung von Jodtabletten und der Evakuierung bis hin zur Umsiedlung, Dekontamination und Behandlung kontaminierter landwirtschaftlicher Gebiete und Produkte reichen.

Folgende Auswirkungen von Maßnahmen werden durch das RODOS System ermittelt: zu erwartende Strahlendosen für die Bevölkerung und für Einzelpersonen, strahleninduzierte Gesundheitseffekte, von den Maßnahmen betroffene Gebiete, Personen und landwirtschaftliche Produkte, Gesundheitseffekte durch die Maßnahmen und die mit den Maßnahmen verbundenen Kosten.

Aufgrund der von RODOS bereitgestellten Analysen können die Entscheidungsträger die Vor- und Nachteile von Notfallschutzmaßnahmen beurteilen und unter Berücksichtigung anderer Einflussgrößen und eigener Bewertungskriterien zu den bestmöglichen Maßnahmenempfehlungen kommen. Zum einen sind hierzu ständig Modellverbessere-

rungen vorzunehmen, aber auch die Wechselwirkungen der unterschiedlichen Entscheidungsträgerebenen sind weiter zu verbessern und zu modellieren.

#### **4.1.5 Probabilistische Sicherheitsanalyse**

In der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) werden alle wichtigen Informationen über Anlagenauslegung, Betriebsweisen, Betriebserfahrungen, Komponenten- und Systemzuverlässigkeiten, menschliche Handlungen sowie anlagenübergreifende sicherheitstechnische Einflüsse analysiert und zu einer Gesamtbewertung für eine Anlage zusammengeführt. Mit einer PSA können die Ausgewogenheit der vorhandenen Sicherheitstechnik bewertet, mögliche Schwachstellen identifiziert, Möglichkeiten zu deren Beseitigung aufgezeigt und die Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen beurteilt werden. Um die Aussagesicherheit von PSA weiter zu erhöhen ist es notwendig, die methodischen Grundlagen und Werkzeuge für die Durchführung einer PSA kontinuierlich fortzuentwickeln und dem aktuellen Stand von W+T anzupassen. Dazu sind weitere Aspekte wie Personalhandlungen, gemeinsam verursachte Ausfälle, übergreifende Einwirkungen von Innen und Außen oder Notfallschutz-Maßnahmen einzubeziehen. Neuere technische Entwicklungen (z. B. digitale Leittechnik) oder der Ausfall passiver Komponenten oder Systemfunktionen sind zu berücksichtigen sowie Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zu wichtigen Parametern durchzuführen.

Probabilistische Untersuchungsmethoden, sind in Bezug auf Einwirkungen von innen und außen immer noch unvollständig. Dies gilt beispielsweise für die anlageninterne Einwirkung "Absturz schwerer Lasten" oder auch meteorologisch oder biologisch bedingte Einwirkungen von außen sowie bestimmte zivilisatorisch bedingte Einwirkungen wie das Eindringen gefährlicher Stoffe.

#### **4.1.6 Sicherheitsrelevante Einflüsse menschlicher Handlungen und der Organisation**

##### **4.1.6.1 Sicherheitskultur**

Die IAEA bestimmt in ihrer international anerkannten Definition die Sicherheitskultur als „Gesamtheit der Merkmale und Einstellungen in Unternehmen und bei Personen, die dazu führt, Angelegenheiten der Sicherheit von Kernkraftwerken vorrangig die Aufmerksamkeit zu widmen, die diese Angelegenheiten aufgrund ihrer Wichtigkeit verdienen“. Somit stellt die Sicherheitskultur in allen Betriebsphasen eines Kernkraftwerks einen Schlüsselfaktor der kerntechnischen Sicherheit dar.

Zur Erhaltung einer hohen Qualität aller für die Sicherheit von Kernkraftwerken bedeutsamen Tätigkeiten ist im ausreichenden Umfang motiviertes, kompetentes Personal erforderlich. Im Zuge des Ausstieges aus der Kernenergienutzung in Deutschland und den daraus folgenden beschränkten Perspektiven des Kraftwerkspersonals ist ein Verlust an ausreichend motiviertem Fachpersonal zu befürchten. Es fehlen Erkenntnisse zur Frage, welche spezifischen Anreize zu setzen sind, um einer Demotivation und ei-

nem Kompetenzverlust entgegenzuwirken, und welche Werkzeuge hierfür benötigt werden. In diesem Zusammenhang ist beispielsweise zu hinterfragen:

- Wie können Eigen- und Fremdpersonal so koordiniert und integriert werden, dass nach gemeinsamen (Sicherheits-)Standards gearbeitet und gegenseitiges Vertrauen gewährleistet wird?
- Wie kann die für eine zuverlässige und sicherheitsbewusste Arbeit des Fremdpersonals notwendige organisationale Bindung („commitment“) an die jeweiligen Anlagen bzw. Betreiber aufgebaut und erhalten werden?
- Wie kann es gelingen, bei abnehmender Kompetenz auf allen Ebenen, die Aufsichtskultur auf einem hohen Niveau zu halten und wie sind zukünftige Aufsichtsprozesse zu gestalten?

Zu Einzelaspekten der Sicherheitskultur liegt eine umfangreiche Literatur mit theoretischen Beiträgen, empirischen Untersuchungen und mehr oder minder detaillierten Empfehlungen bzw. Anforderungen vor. Darüber hinaus sollten im Rahmen weiterer Forschungsvorhaben folgende Aspekte untersucht werden:

- Methoden zur Erfassung und Beurteilung der Einstellungen, Werte und Motivationen auf denen das Handeln des Menschen und die Sicherheitskultur wesentlich beruhen.
- Methoden zur Erfassung und Beurteilung der Sicherheitskultur in kerntechnischen Anlagen auf verschiedenen Ebenen.
- Methoden zur Identifizierung und Umsetzung organisationaler und personaler Interventionsmaßnahmen zur Erhöhung der Sicherheitskultur.
- Entwicklung von Sicherheitsindikatoren zur Validierung von Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitskultur.

#### **4.1.6.2 Personalhandlungen unter Unfallbedingungen**

In Unfallsituationen kommt den Handlungen des Personals eine besondere sicherheitstechnische Relevanz zu. In Deutschland wurden in den zurückliegenden Jahren wesentliche Fortschritte bei der Beurteilung von Personalhandlungen unter Unfallbedingungen erzielt. Die Entwicklungsarbeiten sind fortzusetzen. Im Vordergrund stehen Modelle zur Untersuchung des Einflusses extrem hohen Stresses, des Entscheidungsverhaltens in Krisensituationen und Möglichkeiten das handelnde Personal im Rahmen von Training und Schulung auf solche extremen Belastungen vorzubereiten.

#### **4.1.7 Überlagerung übergreifender Einwirkungen von innen und außen**

Zur Sicherheitsvorsorge sind Überlagerungen aller möglichen übergreifenden Einwirkungen von innen (EVI) und außen (EVA) zu betrachten, insbesondere vor dem Hintergrund längerer Stillstandzeiten mit veränderten bzw. geöffneten radiologischen Bar-

rieren. Bei den übergreifenden Einwirkungen von außen ist dabei zwischen naturbedingten und zivilisatorisch bedingten Einwirkungen zu unterscheiden.

In diesem Zusammenhang sind unter anderem gleichzeitig bzw. korreliert auftretende EVA mit anderen EVA oder mit EVI zu berücksichtigen. Dabei ist zu prüfen, ob und mit welchen Wahrscheinlichkeiten derartige, in der ursprünglichen Auslegung ggf. nicht oder nicht vollständig berücksichtigte Überlagerungen übergreifender Einwirkungen zu möglicherweise auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen führen können. Dementsprechend sollten hierzu weiterführende Untersuchungen durchgeführt werden.

Im Weiteren wären dann die Überlagerungen von Einwirkungen in den Modellen - sowohl auf der Gefährdungsseite (deterministisch) als auch bei der Modellierung entsprechender Ereignisabläufe (deterministisch wie probabilistisch) - zu berücksichtigen. Was Einwirkungen von außen und innen betrifft, sind einige Überlagerungen, auch vor dem Hintergrund aktueller internationaler Sicherheitsüberprüfungen und Stresstests, von besonderer Bedeutung.

Für ausgewählte Einwirkungen (z. B. Brand, anlageninterne Überflutung, Erdbeben) liegen bereits validierte und geeignete, in der Fachwelt akzeptierte Bewertungsmethoden vor. Allerdings haben alle verfügbaren Analysehilfsmittel ihre Anwendungsgrenzen und sind ohne vertiefte Kenntnis der unterschiedlichen Phänomene und Randbedingungen nicht ohne weiteres für jede Problemstellung anzuwenden.

Bislang werden mögliche Ereigniskombinationen noch nicht vollständig adäquat in den Sicherheitsbewertungen berücksichtigt. Eine Ausnahme bilden hier bisher meist nur abhängige Kombinationen von Erdbeben und nachfolgendem EVI, wie Brand, Explosion und interne Überflutung, sowie Kombinationen von Explosionen und Bränden. Weiter Einwirkungskombinationen sind für Sicherheitsanalysen zu identifizieren und entsprechende Werkzeuge zu entwickeln bzw. weiterzuentwickeln.

#### **4.2 Gewährleistung des sicheren Rückbaus stillgelegter Anlagen**

Mit dem Rückbau kerntechnischer Anlagen wird deren Betrieb schrittweise beendet, die Anlage in allen Teilen abgebaut und entsorgt und schließlich der Baugrund wiederhergestellt. Dabei wird der Stillstandsbetrieb der bis dahin im Prinzip noch voll funktionsfähigen Anlage auf den für den Rückbau notwendigen Betrieb reduziert und ggf. modifiziert. Auf den zunächst durchgeführten Rückbau nicht mehr benötigter, nicht kontaminierter Anlagenteile folgt der zum großen Teil fernbediente Rückbau kontaminierter bzw. aktivierter Komponenten und Strukturen. Auch oberflächliche Kontaminierungen müssen teilweise fernbedient entfernt werden. Die anfallenden radioaktiv belasteten Stoffe sind unter Beachtung der Anforderungen des Strahlenschutzes aus der Restanlage auszuschleusen und in endlagergerechte Gebinde zu konditionieren und zu verpacken. Rückbau- und Restanlagenbetrieb sowie die Abfallentsorgung müssen zur steten Gewährleistung der Sicherheit von Personal und Umgebung im Detail auf einander abgestimmt werden. Dies stellt besondere Anforderungen an ein ganzheitliches Rückbaumanagement, das es, soweit sinnvoll möglich, zu standardisieren gilt, um Pla-

nungs- und Durchführungssicherheit für Unternehmen, Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie zugezogene Gutachter zu bieten.

Der im Zusammenhang mit dem Rückbau nuklearer Anlagen und speziell Kernkraftwerken, vorrangig bestehende Forschungs- und Entwicklungsbedarf wird im Folgenden spezifiziert. Es ist hierbei zu berücksichtigen, dass es keine grundsätzlich ungelösten technischen Fragestellungen beim Rückbau kerntechnischer Anlagen mehr gibt. Vielmehr muss es Zielsetzung zukünftiger Forschung und Entwicklung sein, sukzessive die vorhandenen und etablierten Verfahren durch neue, verbesserte Technologien zu ergänzen, welche von Fall zu Fall für eine spezifische Problemstellung Vorteile bieten. Ein neues Verfahren kann einerseits einen schnelleren Projektfortschritt ermöglichen oder die Einsatzzeiten von Arbeitern in Bereichen, in welchen mit höheren Strahlenbelastungen zu rechnen ist, verkürzen, z. B. durch autark arbeitende oder fernhantiert betriebene Manipulatoren. Andererseits können verbesserte Verfahren den Anfall an sekundären nuklearen Abfällen reduzieren und somit zu Kostenersparnissen bei der Entsorgung dieser Abfälle beitragen.

#### **4.2.1 Verbesserte Verfahren zur Dekontamination und Freimessung**

Die Dekontamination sowie die Freimessung sind zwei wichtige Arbeitsschritte beim Rückbau kerntechnischer Anlagen. Ziel ist die Freigabe der Bauteile nach § 29 StrlSchV (Strahlenschutzverordnung). Derzeit erfordern sowohl die Dekontamination als auch das Freimessen einen hohen Personaleinsatz bei zugleich hohen Kosten. Darüber hinaus sind die entsprechenden Tätigkeiten mit einer zum Teil erheblichen Strahlenbelastung für das eingesetzte Personal verbunden. Hinsichtlich des Freimessens kommt hinzu, dass eine vollständige Reproduzierbarkeit der Messdaten sowie eine vollständige und lückenlose Dokumentation aufgrund des Faktors „Mensch“ derzeit schwierig sind.

Aus diesem Grund ist die teilweise bzw. völlige Automatisierung der jeweiligen Verfahren von großer Bedeutung, jedoch ist das Potenzial diesbezüglich noch nicht ausgeschöpft und erfordert weiteren Forschungs- und Entwicklungsbedarf. Gleiches gilt für die weitere Optimierung der bereits entwickelten Verfahren. Der entsprechende Bedarf ist nachfolgend aufgezeigt:

Die zur Verfügung stehenden Fräsen haben aufgrund ihrer Konstruktion eine zu geringe Abtragleistung. Um einen effektiven Oberflächenabtrag gewährleisten zu können und somit den Anforderungen beim Rückbau kerntechnischer Anlagen gerecht zu werden, müssen abtragstärkere Frässysteme entwickelt werden.

Ein großes Problem bei der Dekontamination von Gebäudeoberflächen stellen Eckbereiche (wie z. B. zwischen Wand/Wand, Wand/Boden oder Wand/Decke) dar. Konstruktionsbedingt ist es mit den derzeit zur Verfügung stehenden Fräsgeräten nicht möglich solche Eckbereiche vollflächig zu bearbeiten. Geeignete Frässysteme für diesen Anwendungsfall müssen noch entwickelt werden.

Bei der Dekontamination von mineralischen Oberflächen ist es zwingend erforderlich das abgetragene Material direkt abzusaugen und anschließend zu konditionieren. Mit

den verfügbaren Frässystemen ist eine völlige Staubvermeidung nicht erreichbar, was zu einer Kontaminationsverschleppung führen kann. Auch hier besteht noch ein FuE Bedarf. Des Weiteren stellen unterschiedlichste vor Ort anzutreffende Geometrien und Hindernisse (wie z. B. Durchbrüche, Stützen, Unterzüge) eine große Herausforderung dar. Häufig müssen diese mit einem erheblichen Mehraufwand durch das eingesetzte Personal manuell nachbearbeitet werden. Ziel ist es, neue Frässysteme zu entwickeln, die an verschiedene räumliche Gegebenheiten flexibel angepasst werden können und zeitgleich den Personaleinsatz reduzieren.

Autark arbeitende Manipulatoren für die Dekontamination von Oberflächen gibt es bis dato lediglich als Prototypen. Mit den bisher entwickelten Systemen erfolgt der Abtrag entweder mechanisch (Fräsen) oder thermisch (Laser). Beim Anbaugerät "Fräse" ergeben sich ähnliche Fragestellungen wie bereits zuvor beschrieben.

Die prinzipielle Machbarkeit der Oberflächendekontamination durch Laserablation wurde bereits bewiesen. Der zur Verfügung stehende Laserarbeitskopf besitzt jedoch eine zu geringe Abtragleistung bei zu geringer Abtragtiefe. Ein Lasersystem, das die Anforderungen an die Abtragleistung bzw. Abtragtiefe erfüllt, muss noch entwickelt werden.

Über das Laserverfahren hinaus wird derzeit, als weiteres thermisches Verfahren, der Abtrag mittels Mikrowellenbestrahlung untersucht. Es handelt sich dabei um einen Ansatz, der es ermöglicht, die anfallenden Mengen an kontaminierten Bauschutt zu minimieren. Da sich die Forschung diesbezüglich noch in der frühen Phase befindet, besteht hinsichtlich dieser vielversprechenden Methode weiterer Forschungsbedarf.

Weiterhin gilt es mittels autark arbeitender Manipulatoren einzelne Arbeitsschritte zusammenzuführen und zu vereinheitlichen. So wird beispielsweise angestrebt, die derzeit noch getrennt voneinander durchgeführten Arbeitsschritte "Dekontaminieren" und "Freimessen" in einem Arbeitsgang zu vereinen. Der Gefahr einer Kontaminationsverschleppung kann somit entgegengewirkt werden.

Darüber hinaus sollten vorhandene Verfahren zur Dekontamination metallischer Komponenten optimiert werden.

Einen weiteren wichtigen Punkt stellt die Dekontamination von Schwerbetonstrukturen dar. Diese erfolgt aufgrund der Materialeigenschaften und dem daraus resultierenden hohen energetischen sowie technischen Aufwand derzeit nur in sehr geringem Umfang. Großteils werden diese Strukturen mittels geeigneter Verfahren (z. B. Sägen oder Seilschleifen) in großformatige Blöcke unterteilt, verpackt und entsorgt. Durch die Adaption neuartiger Bearbeitungsmethoden auf die konventionelle Bautechnik, z. B. durch eine zusätzliche, hochdynamische Impulsanregung der Werkzeuge, kann der energetische Aufwand reduziert und somit die Dekontamination von Schwerbetonstrukturen ermöglicht sowie der endzulagernde Abfall minimiert werden. Das Wissen über das Materialverhalten der spezifischen Werkstoffe sowie die Interaktion Werkstoff – Werkzeug bei Anwendung dieser neuartigen Verfahren steht momentan nur in sehr geringem Umfang zur Verfügung. Aus diesem Grund ist eine weiterführende Forschung auf diesem Gebiet erforderlich, um eine bedarfsgerechtere Entwicklung der entsprechenden Dekontaminationswerkzeuge zu ermöglichen.

#### **4.2.2 Standardisierte großtechnische Zerlegungsverfahren**

Der technische Stand der etablierten Zerlegeverfahren ist bereits hoch, aber für einige Verfahren steht ein großtechnischer und automatisierter Einsatz noch aus. Besonderes Augenmerk gilt der Rationalisierung und Automatisierung von Verfahrensschritten um die Effizienz der Verfahren zu erhöhen und den Personalbedarf zu verringern. Auf dem Gebiet der Zerlegung von Schwebetonstrukturen lassen laufende FuE-Aktivitäten Optimierungspotential erkennen.

#### **4.2.3 Ergonomische, personenbezogene und organisatorische Faktoren in der Phase des Rückbaus**

Im Zuge des Rückbaus eines Kernkraftwerks treten neben der kerntechnischen Sicherheit auch besondere Herausforderungen in den Bereichen Strahlen-, Arbeits- und Unfallschutz in den Vordergrund. Einige Erfahrungen zum Rückbau kerntechnischer Anlagen liegen inzwischen vor. Sie zeigen, dass methodische Grundlagen fehlen, die zur Entwicklung zuverlässiger Vorsorgemaßnahmen und zu einem einheitlichen Vorgehen beitragen. Entsprechend den Vorgaben des kerntechnischen Regelwerks sind alle absehbaren Tätigkeiten und Maßnahmen mit sicherheitstechnischer Bedeutung unter Berücksichtigung ergonomischer, menschlicher und organisatorischer Faktoren so zu gestalten, dass die Voraussetzungen für das sicherheitstechnisch erforderliche Verhalten des in der Anlage tätigen Personals gegeben sind. Die zu entwickelnden Methoden sollen

- Handlungen der Stilllegung, des Rückbaus der Entsorgung und Lagerung radioaktiven Materials systematisch erfassen, Arten und Ursachen absehbarer Fehler mit Folgen für die Sicherheit ermitteln und Vorkehrungen entwickeln, um Fehler zu verhindern, dennoch auftretende Fehler zu erkennen und ihre nachteiligen Folgen für die Sicherheit zu unterbinden.
- Fragen zur ergonomischen Gestaltung neuartiger Arbeitsmittel (z. B. fernbediente Zerlegungstechnik) behandeln.
- die sich ändernde Aufgabenverteilung zwischen Anlagen- und Fremdpersonal ist zu untersuchen, um die Auswirkungen der sich ändernden Verteilungen von Kompetenzen, Verantwortungen und Befugnissen beurteilen zu können.
- die Frage des Personalverhaltens in Unfallsituationen unter den spezifischen Bedingungen des Rückbaus erneut aufgreifen (vgl. Abschnitt 4.1.5.2).

Schulungsmaßnahmen sowohl für das Anlagen- als auch das Fremdpersonal sollen überprüft und an zu erwartende neue Anforderungen angepasst werden können.

#### 4.2.4 Rückbaumanagementsystemen

Ein optimiertes Rückbaumanagement ist ein wesentlicher kostensenkender Faktor. Die spezifischen Erfahrungen aus vorlaufenden FuE-Vorhaben und Stilllegungs- und Rückbauprojekten stellen eine wertvolle Erfahrungsbasis dar, die durch moderne Wissensmanagement-Systeme für ein optimiertes Rückbaumanagement bereit zu stellen sind. Die Organisation und die Projektsteuerung von Rückbauprojekten sind hinsichtlich einer möglichst zügigen Durchführung der Projekte auszurichten, da sich jede Zeitverzögerung unmittelbar kostenerhöhend auswirkt.

In Folge intensiver Forschungs- und Entwicklungsarbeiten konnten bisher eine Vielzahl von Techniken und Verfahren für den komplexen Einsatz in kerntechnischen Rückbauprojekten erfolgreich neu- bzw. weiterentwickelt werden. Erfolgreich abgeschlossene Rückbauprojekte sowie der Fortschritt bei laufenden Rückbauprojekten belegen, dass kerntechnische Anlagen aus technischer Sicht sicher stillgelegt und zurückgebaut werden können.

Neben der technischen Umsetzung unter Beachtung des radiologischen Schutzes von Mensch und Umwelt, spielt auch die betriebswirtschaftliche Betrachtung bei der Planung, Ausführung und Überwachung von Rückbauprojekten eine sehr große Rolle.

Die Weiter- und Neuentwicklung entsprechender Organisations- und Steuerungsmethoden (ganzheitliches Rückbaumanagementsystem) bietet im Hinblick auf die bevorstehenden gewaltigen Anforderungen beim Rückbau ein enormes Optimierungspotenzial hinsichtlich Zeit, Kosten und Ressourcen.

Durch den Individual- und Neuheitscharakter auf dem Gebiet Stilllegung und Rückbau ist es schwer, eine Standardisierung und Verallgemeinerung der Prozesse und Verfahren in Anlehnung an klassische Rückbauprojekte des Hochbaus herbeizuführen. Bisher abgeschlossene und auch laufende Rückbauprojekte zeigen zum Teil sehr große Abweichungen von den ursprünglichen Zeit-, Kosten- und Ressourcenplanungen auf. Diese großen Abweichungen sind auf die vielen unbekanntenen Faktoren in der Planungs- und Ausführungsphase, wie etwa die Anzahl der notwendigen Genehmigungsverfahren sowie deren tatsächliche Realisierungsdauer und auf die unzureichenden Möglichkeiten zur Identifikation von Fehlern in der Planungs- und Ausführungsplanung, unter Anwendung vorhandener Organisations- und Steuerungsmethoden zurückzuführen.

Diese zur Verfügung stehenden und eingesetzten Organisations- und Steuerungsmethoden haben in der praktischen Anwendung gezeigt, dass sie mit ihren Werkzeugen keine ausreichende Zeit-, Kosten- und Ressourceneffizienz bei der Umsetzung von Rückbauprojekten bieten. In der Anwendung dieser Methoden werden durchaus die gesamten Abläufe dargestellt und abgebildet und die Ressourcen werden darauf aufbauend verteilt. Jedoch wird die Komplexität, die beim Rückbau vorherrscht, durch den gestuften/in Reihe geschalteten Aufbau nicht hinreichend wiedergegeben und untersucht. Diese Methoden stellen eine reihenfolgeabhängige und vorwiegend reaktive Vorgehensweise dar und sind für eine aus betriebswirtschaftlicher Sicht effiziente Anwendung in Rückbauprojekten weniger geeignet.



Möglichkeiten zur Entwicklung von optimierten Rückbaumanagementsystemen mit denen eine frühzeitige Fehleridentifikation und die Ausführung von Gegenmaßnahmen möglich werden, bieten die Untersuchung und Analyse von bereits abgeschlossenen und laufenden Rückbauprojekten und deren einzelner Rückbauphasen. Durch die Untersuchungen und den Abgleich der Planungs- und Ausführungsdaten lassen sich die zeit-, kosten- und ressourcenkritischen (abweichungsverursachenden) Faktoren identifizieren, in Beziehung setzen und somit bei der Entwicklung eines ganzheitlichen Rückbaumanagementsystems integrieren. Einen wesentlichen Beitrag leistet auch eine länderübergreifende Untersuchung im Hinblick auf die Genehmigungsverfahren und deren Standardisierung.

#### **4.3 Sicherheit der Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Abfälle, einschließlich Abfallbehandlung (P&T)**

Radioaktive Abfälle aus der Kernenergienutzung, der Industrie und der Medizin mit langlebigen Radionukliden im Inventar werden noch über lange Zeit zum Schutz von Bevölkerung und Umwelt sicher und von der Biosphäre getrennt verwahrt werden müssen. Es werden daher weltweit Möglichkeiten zur Endlagerung dieser Abfälle gesucht, die die Gewähr für eine sichere Isolation von radioaktiven Reststoffen/Abfällen bieten, ohne dass zukünftige Generationen in ihrer freien Entwicklung behindert werden.

In der wissenschaftlichen Fachwelt ist man sich einig, dass die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen entscheidende Vorteile im Vergleich zu anderen Entsorgungsoptionen aufweist. Sie trägt dem Prinzip des Konzentrierens und Isolierens der Abfälle Rechnung und ihre Realisierbarkeit ist unter wissenschaftlich-technischen Gesichtspunkten national und international nachgewiesen.

In Deutschland wird für alle Arten radioaktiver Abfälle die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen vorgesehen, um eine langfristig sichere Rückhaltung der endgelagerten radioaktiven Stoffe im einschlusswirksamen Gebirgsbereich zu gewährleisten. Neben der geologischen Barriere, die im deutschen Endlagerkonzept die Hauptlast im Barriersystem zur langfristigen Isolation trägt, werden die Konditionierung der Abfälle, deren Verpackung, der Versatz der Einlagerungshohlräume sowie spezifische Verschlussysteme zur sicheren Verwahrung beitragen. Die Langzeitsicherheit des Endlagersystems wird durch das Zusammenwirken dieser Systemkomponenten bestimmt.

Minore Actiniden, insbesondere Americium und Curium sowie Plutonium besitzen lange Halbwertszeiten und bestimmen maßgeblich die Langzeitradiotoxizität von Endlagern. Forschungsergebnisse der letzten etwa 10 Jahre haben gezeigt, dass es grundsätzlich möglich ist, Actinide durch Bestrahlung in speziellen Reaktoren in kurzlebige Isotope umzuwandeln (Transmutation). Insofern existieren konzeptuelle Entsorgungsoptionen für den Umgang mit radioaktiven Abfällen, deren Potential für Deutschland eingehend geprüft werden sollte. Die Transmutation könnte zu einer Verringerung der Menge an langlebigen endzulagernden Radionukliden führen. Andererseits wäre hierfür aber eine Wiederaufarbeitung der jetzt eingelagerten Brennstoffe notwendig, um die Actiniden vom übrigen Abfall zu separieren (Partitionierung). Dies aber geht einher

mit Proliferationsrisiken, Problemen der Kritikalität und den Risiken des betrieblichen Umgangs mit hoch radioaktiven Stoffen in einer Wiederaufarbeitungsanlage. Allerdings stellt diese Optionen der Partitionierung und Transmutation langlebiger Radionuklide keine Alternative zur Endlagerung und somit auch nicht zur Lösung der damit verbundenen Standortfrage dar. Auch wären die bereits aufgearbeiteten und verglasten hochradioaktiven Abfälle nicht durch P&T bearbeitbar. Dennoch könnte P&T einen Beitrag für ein Entsorgungskonzept, vor allem innerhalb einer europäischen Dimension liefern.

#### **4.3.1 Sicherheit von Endlagersystemen**

Für die anwendungsbezogene Grundlagenforschung des Bundes auf dem Gebiet der Endlagerung Wärme entwickelnder Abfälle ist das BMWi zuständig. Das Förderkonzept des BMWi stellt die Basis für die Förderung der diesbezüglichen Forschung dar. Es ist mit den in Deutschland maßgeblich auf diesem Gebiet arbeitenden Institutionen abgestimmt. Die Ergebnisse der langjährigen nationalen und internationalen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Endlagerung radioaktiver Abfälle sowie institutionell finanzierte FuE-Aktivitäten sind daher weitgehend berücksichtigt und werden in den Themen gespiegelt.

Das Endlagersystem, seine Subsysteme und Komponenten sowie die darin ablaufenden Prozesse sind in ihrer Gesamtheit sowie im Detail zu charakterisieren und zu beschreiben. Eine den Relationen zwischen den Teilsystemen und den ablaufenden Prozessen entsprechende Bearbeitung bzw. Verknüpfung von Forschungsthemen wird somit erforderlich. Die Bearbeitung erfordert somit zunehmend multidisziplinäre Verbundvorhaben, in denen die Grundlage für den Safety Case, der letztlich auf einer Zusammenschau aller Ergebnisse und auf dem umfassenden Systemverständnis basiert, geschaffen wird.

Die FuE-Schwerpunkte mit den enthaltenen FuE-Themen sind den drei Themenbereichen Endlagersystem, Systemverhalten und Systembeschreibung und Querschnittsthemen mit Bezug zur Endlagerung zugeordnet.

Der erste Themenbereich umfasst Themen, die sich mit dem Endlagersystem als solchem und seinen Teilsystemen befassen, wobei ein Schwerpunkt auf dem Barrierensystem liegt. Weitere FuE-Themen behandeln konzeptionelle und technische Aspekte.

Die FuE-Themen zum Systemverhalten und zur Systembeschreibung im zweiten Themenbereich orientieren sich an der zu realisierenden ganzheitlichen Beschreibung und Beurteilung des Endlagersystems. Sie umfassen die Bereitstellung der wissenschaftlich-technischen Grundlagen und Kenntnisse zum Verhalten von Endlagerteilsystemen, die Ansätze zur Modellierung des Verhaltens und der dort ablaufender Prozesse sowie die erforderliche Berücksichtigung der Modellsysteme und deren Einschränkungen und Ungewissheiten. Letztlich soll daraus das Werkzeug für die systemanalytische Betrachtung (Safety Case) eines Endlagersystems zusammengestellt werden.

Im dritten Themenbereich Querschnittsthemen mit Bezug zur Endlagerung sind die Themen aufgeführt, die den wissenschaftlich-technischen FuE-Themen der ersten beiden Themenbereiche nicht unmittelbar zuzuordnen sind, aber die sich auf die Endlage-

rung auswirken (wie die oben in Kap. 4.3 beschriebene Option P&T) und daher als wichtig anzusehen sind.

Im Förderkonzept des BMWi wird zudem der vierte Themenbereich Kernmaterialüberwachung mitgeführt. Dieser Themenbereich erfordert aufgrund der besonderen Struktur und Problematik der internationalen Kernmaterialüberwachung FuE-Arbeiten in den Themenbereichen Konzeptionelles, Technisch-methodisches und Politisch-institutionelles, weil all diese Aspekte für eine erfolgreiche Anwendung bei den Kernmaterialkontrollen zu beachten und zu behandeln sind. Aufgrund der globalen Bedeutung des Themas sind die Arbeiten zum einen in Forschungsnetzwerke einzubetten, die über diese vielfältige dafür notwendige Kompetenz verfügen und zum anderen ist die Einbindung in eine multinationale Kooperation (EURATOM, IAEA) bei den unterschiedlichen FuE-Aktivitäten vorzusehen.

Die aufgeführten FuE-Themen behandeln Forschungsthemen, die für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in den Wirtsgesteinen Steinsalz und Tonstein von Bedeutung sind und die zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht als geklärt angesehen werden können.

In der aktuellen Phase des BMWi-Förderkonzeptes von 2011 bis 2014 sollen FuE-Arbeiten zu noch nicht abgeschlossenen Fragestellungen der Endlagerung im Steinsalz durchgeführt werden. Parallel zu diesen Arbeiten soll der wissenschaftlich-technische Kenntnisstand zur Endlagerung Wärme entwickelnder Abfälle in Tongesteinen auf einen möglichst hohen Stand gebracht werden. Fragestellungen zur Endlagerung in kristallinen Gesteinen haben dagegen eine geringere Priorität.

Die noch erforderlichen wissenschaftlichen Arbeiten, die als Grundlage eines Sicherheitsberichts (Safety Case) für ein Endlager im Steinsalz zu realisieren sind, müssen ziel- und ergebnisorientiert durchgeführt werden. Bei vielen der FuE-Themen, in denen das Wirtsgestein Steinsalz aufgeführt ist, besteht ein weit fortgeschrittener Bearbeitungs- und Kenntnisstand. Hier sind abschließende Arbeiten erforderlich.

In Ergänzung zu Untersuchungen zum Wirtsgestein Steinsalz sollen FuE-Arbeiten zur Endlagerung im Tonstein durchgeführt werden. Dabei sollen besonders die internationalen Aktivitäten Berücksichtigung finden.

Arbeiten zu spezifischen Komponenten von Endlagern in kristallinen Gesteinen sollen mit geringerer Priorität durchgeführt werden. Dabei soll besonders die Untersuchung von geotechnischen Barrieren (Bentonit) im Vordergrund stehen. Der Umfang wird durch die oben angesprochenen Randbedingungen begrenzt.

Da in Deutschland weder in Tonstein noch in kristallinen Gesteinen (Granit) Untertage-labors existieren, werden In-situ-Untersuchungen im Rahmen der internationalen Kooperationsvereinbarungen im Ausland durchgeführt. FuE-Aktivitäten deutscher Forschungsstellen zur Endlagerung in Tonstein finden zum Beispiel im Felslabor Mont Terri / Schweiz oder in Bure (Departement Meuse-Haute Marne) / Frankreich statt, Arbeiten zur Endlagerung im Granit sind im Felslabor Grimsel / Schweiz, im HRL Äspö / Schweden oder konzeptuell am Standort Krasnojarsk / Russland möglich.

Nachfolgend werden lediglich die FuE-Schwerpunkte zu den Themenbereichen der Endlagerforschung benannt, die im Förderkonzept des BMWi in FuE-Themen untergliedert sind. Die Arbeiten zum Themenbereich Endlagersystem finden in den FuE-Schwerpunkten

- Konzepte, Technik und Demonstration
- Wirtsgesteinseigenschaften
- Abfälle und Gebinde
- Geotechnische Barrieren

statt.

Die FuE-Aktivitäten zum Themenbereich Systemverhalten und Systembeschreibung werden in die FuE-Schwerpunkte

- Wirtsgestein
- Nahfeldgeochemie
- Verhalten der technischen und geotechnischen Barrieren
- Szenarien
- Methoden, Modelle und numerische Simulation
- Systemanalysen

untergliedert.

Im Themenbereich Querschnittsthemen mit Bezug zur Endlagerung werden die Auswirkungen von

- Konzeptuellen Entsorgungsoptionen (wie P&T oder Rückholbarkeit) sowie
- Management- und sozialwissenschaftliche Aspekte

untersucht.

In Ergänzung zu den bereits oben genannten Themen wird empfohlen, die aktuellen Entwicklungen bzgl. eines Endlagersuchgesetzes zu verfolgen und evtl. Rückwirkungen auf relevanten FuE-Bedarf zu prüfen. Bund und Länder haben sich in den bisherigen Gesprächen darauf verständigt, die Standortsuche neu zu starten und alle geologischen Optionen einzubeziehen. Die vom AkEnd veröffentlichten Auswahlkriterien (Bericht „Auswahlverfahren für Endlagerstandorte Empfehlungen des AkEnd – Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ vom Dezember 2002) sind entsprechend zu überprüfen und vor dem Hintergrund der neuen Sicherheitsanforderungen des BMU (Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle 2010 vom September 2010) weiter zu entwickeln. Die seitens BfS entwickelten Methoden zum Vergleich von Standorten in unterschiedlichen Wirtsgesteinsformationen sind ebenfalls kritisch im Hinblick auf eventuell noch bestehenden FuE-Bedarf zu überprüfen.

Weiterhin resultiert aus der in den Sicherheitsanforderungen des BMU enthaltenen Forderung nach Rückholbarkeit wärmeentwickelnder radioaktiver Abfall während der Betriebsphase weiterer FuE-Bedarf. Im Rahmen des Vorhabens „Vorläufige Sicherheitsanalyse Gorleben“ wurden konzeptionelle Ansätze zur technischen Realisierbarkeit

keit einer Rückholung von Abfallbinden aus Strecken- und Bohrlochlagerung im Steinsalz erarbeitet. Hierbei wurde zukünftiger FuE-Bedarf zur Rückholung aus tiefen Bohrlöchern, u. a. im Hinblick auf die Behälterausslegung und die Optimierung des Verfüllmaterials zwischen Bohrlochverrohrung und Abfallbehältern identifiziert.

#### **4.3.2 Sicherheit längerfristiger Zwischenlagerung**

In Deutschland ist die Entscheidung über den Standort des Endlagers für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle noch nicht gefallen. Bis zur Inbetriebnahme des Endlagers werden also noch mehrere Jahrzehnte vergehen. Bis dahin werden die endzulagernden abgebrannten Brennelemente und die radioaktiven Abfälle zwischengelagert. Die abgebrannten Brennelemente mit ihrem Inventar an Kernbrennstoffen sind in Transportbehältern verpackt zum größten Teil in den Standortzwischenlagern bei den Kernkraftwerken verwahrt. Abhängig von dem weiteren Fortschritt bei der Einrichtung und dem Betrieb eines Endlagers für Wärme entwickelnde, hochradioaktive Abfälle könnte eine längere Zwischenlagerung als ursprünglich veranschlagt nötig sein. In diesem Fall werden Fragen nach der Sicherheit der längerfristigen Zwischenlagerung aufgeworfen.

Für den Transport, die Zwischen- und die Endlagerung radioaktiver Abfälle sind für die entsprechenden Behälterkonzepte Integritätsnachweise zu erbringen, die in der Vergangenheit in der Regel mit vereinfachten Analysemethoden durchgeführt wurden. Zur Erhöhung der Aussagegenauigkeit von Nachweisen zur Integrität und Dichtheit als Beitrag zur Langzeitsicherheit sowie zur Quantifizierung von Sicherheitsmargen, insbesondere für die Lastfälle „Brand“, „Behälterabsturz“ und „Explosion“ ist der Einsatz komplexer strukturmechanischer Analysemethoden erforderlich. Diese Analysemethoden sind im Rahmen zukünftiger Forschungsarbeiten an geeigneten Versuchen, die teilweise noch zu spezifizieren und durchzuführen sind zu validieren.

Für die möglicherweise lange Zwischenlagerdauer sind mögliche Degradationsmechanismen für die Behälter und Verschlussysteme zu untersuchen und zu bewerten. Für die Bewertung der aktuellen Zustände der Lagerbehälter sind geeignete Verfahren der zerstörungsfreien Prüfung bereit zu stellen.

Zur Sicherheit einer eventuell erforderlichen längerfristigen Zwischenlagerung sind folgende Forschungsthemen zu erwähnen:

- Behälterverschluss
- Proliferation (Sicherheit)
- terroristischer Anschlag
- standortspezifische EVA und Kombinationen von EVA/EVI (siehe analoge Darstellung unter 4.1.7)
- Veränderung der Eigenschaften eingelagerter Brennstoffe
- Degradation von Lagerbehältern und Verschlussystemen

### 4.3.3 P&T und deren Auswirkungen auf Endlagersysteme

Die Technologieoption „Partitionierung und Transmutation“ (P&T) hat über ein nationales Entsorgungskonzept hinaus auch eine europäische und internationale Dimension, da dieser Technologie dort eine zentrale Rolle im Rahmen fortschrittlicher Konzepte zur Abfallminimierung zukommt.

Ein wesentlicher Aspekt der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung ist die sichere Behandlung und Entsorgung der langlebigen hochradioaktiven Abfälle, die in Kernkraftwerken anfallen. Die in Deutschland gesetzlich verankerte Entsorgungsstrategie ist die direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente in tiefen geologischen Formationen. Aufgrund der langlebigen Nuklide werden an das Isolationsvermögen des Endlagersystems und an den Sicherheitsnachweis außerordentlich hohe Anforderungen gestellt. Eine technologische Option besteht in der Abtrennung (Partitioning) der langlebigen Radionuklide aus den radioaktiven Abfällen - insbesondere aus abgebrannten Brennelementen - und der nachfolgenden Umwandlung durch Neutronenbestrahlung (Transmutation). Diese Option zielt auf die Verringerung der endzulagernden langlebigen radioaktiven Stoffe ab, insbesondere von Plutonium und den Minor Actiniden.

Zur vollständigen Transmutation der langlebigen Radionuklide sind mehrere Transmutationszyklen und damit auch mehrfaches Partitioning notwendig. Die Radiotoxizität der schließlich endzulagernden Abfälle wäre unter Berücksichtigung von Prozessverlusten während der Zyklen nach wenigen Jahrtausenden auf das Niveau von natürlichem Uran abgeklungen. Damit könnte das Langzeitgefährdungspotenzial der endgelagerten hochradioaktiven Abfälle reduziert werden. Ein weiterer Vorteil von P&T gegenüber der direkten Endlagerung abgebrannter Kernbrennstoffe wäre die erwartete Verringerung des Volumens und des langfristigen Wärmeinventars der Abfälle, was zu einer verbesserten Ausnutzung eines Endlagers führen kann. Die Realisierung der P&T-Technologie wird im europäischen und internationalen Rahmen untersucht, wobei die in Deutschland laufenden Forschungsarbeiten meist in europäische Projekte eingebunden sind.

Trotz der langjährigen und zum Teil sehr detaillierten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten besteht in vielen Bereichen der P&T-Technologie noch großer Forschungs-, Validierungs- und Demonstrationsbedarf, speziell für:

- Unterschiedliche Entsorgungskonzepte
- Bewertung und Auswahl hocheffizienter Abtrennprozesse
- Erforderliche hochzuverlässige Beschleuniger-Module
- Aufbau und Betrieb unterschiedlicher Transmutationssysteme
- Sicherheit und Anlagenintegrität aller P&T Anlagen für alle Betriebszustände
- Vergleich einer ADS-basierten Transmutationsmaschine mit einem schnellen kritischen Reaktorsystem
- Strahlenschutzaspekte
- Systemanalyse für die Option P&T und Bewertung möglicher Folgen auf die Gesellschaft und deren Akzeptanzverhalten gegenüber der nuklearen Entsorgung.

Die Actiniden Americium und Plutonium liefern aufgrund ihrer langen Halbwertszeiten den wesentlichen Beitrag zur Langzeitradiotoxizität (> 1000 Jahre), während der größte Teil der Spaltprodukte so schnell zerfällt, dass ihr Beitrag zur Radiotoxizität nach wenigen hundert Jahren unerheblich wird. Im Hinblick auf eine Minimierung der langfristigen Radiotoxizität im Endlager wäre vor diesem Hintergrund die Reduzierung von Plutonium und Americium anzustreben. Hinsichtlich der radiologischen Endlagerrelevanz wäre die Reduzierung von Radionukliden mit hoher Mobilität (wie I-129, Cs-135) als entscheidend anzusehen. Allerdings stellt P&T keine Alternative zur geologischen Endlagerung mit der damit verbundenen Standortsuche dar. Diese wird weiterhin für die verbleibenden hochradioaktiven Abfälle (Spaltprodukte, Actinidenverluste bei den P&T-Zyklen, bereits vorhandene verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung) nötig sein.

Unabhängig davon, ob sich an die Auftrennung des radioaktiven Abfalls ein Transmutationsschritt anschließt, sind die Abfallkomponenten für die weitere Behandlung (Endlagerung, Transmutation) zu konditionieren. Das heißt, die Abfallfraktionen müssen in Matrices eingebracht werden, die den Anforderungen der weiteren Behandlung optimal entsprechen.

Grundsätzlich sind zum Themenbereich P&T fünf große, übergeordnete Forschungsgebiete zu bearbeiten:

- Chemische Abtrennverfahren (Partitioning)
- Brennstoffe für die Transmutation
- Transmutationsanlagen
- Technologien für Transmutationsanlagen
- Strategien und Szenarien-Studien.

Ähnliche Forschungsgebiete werden auch von der OECD/NEA untersucht. Das „Nuclear Science Committee“ und das „Nuclear Development Committee“ der OECD/NEA haben internationale Arbeitsgruppen beauftragt, in international besetzten Kooperationsprojekten die Option P&T für unterschiedliche Brennstoffkreislauf-Szenarien zu untersuchen. Ergebnisse solcher Kooperationsprojekte sind bereits in einer Vielzahl von Statusberichten veröffentlicht.

Nationale Forschungsarbeiten zu chemischen Abtrennverfahren (Partitioning) beschäftigen sich mit grundlegenden Untersuchungen zur Realisierbarkeit und zur Sicherheit der Abtrennung langlebiger Radionuklide. Die Arbeiten sollen zur Förderung von Nachwuchswissenschaftlern und zum Kompetenzerhalt in der Nuklearen Sicherheitsforschung beitragen. Um Aussagen zum Potential von Partitioningprozessen und zu deren sicherer und nachhaltiger Realisierung zu erhalten wird als Forschungsschwerpunkt die Chemie relevanter Radionuklide hinsichtlich der Optimierung des Extraktionsprozesses untersucht. Ein weiterer Aspekt dieser Forschungsvorhaben ist die Aufklärung der Selektivität ausgewählter Extraktionsmittel.

Unabdingbare Voraussetzung für den Erfolg von P&T ist die Entwicklung geeigneter chemischer Verfahren zur Abtrennung der langlebigen Actiniden von den Spaltprodukten. Man unterscheidet grundsätzlich zwischen hydrometallurgischen also „wässrigen“ Verfahren, deren Entwicklung deutlich weiter fortgeschritten ist, und sogenannten „trockenen“ Verfahren, den Pyroprozessen. Neben Prozessen, in denen die Actiniden ein-

zeln abgetrennt werden, werden auch solche Prozesse untersucht, in denen alle Actiniden gemeinsam abgetrennt werden. Forschungsbedarf besteht in der Entwicklung und Optimierung hocheffizienter chemischer Abtrennprozesse. Hierbei geht es besonders um die Entwicklung prozessstauglicher hochselektiver Reagenzien für die hydrometallurgische Trennung der dreiwertigen Actiniden von den während der Kernspaltung entstandenen Lanthaniden sowie um das grundlegende Verständnis der dabei ablaufenden Prozesse. Wegen der chemischen Ähnlichkeit der beiden Elementgruppen ist diese Trennung sehr anspruchsvoll. Da mehrere Transmutationszyklen für die Vermeidung der langlebigen Radionuklide notwendig sind, müssen die Verluste beim Partitioning sehr klein gehalten werden.

Darüber hinaus besteht Forschungsbedarf in der Entwicklung von Keramiken als Abfallmatrices für die weitere Behandlung abgetrennter Radionuklide (Endlagerung, Transmutation). Neben dem P&T-Konzept wird, wenn auch in geringerem Maße, das sogenannte P&C (Partitioning und Conditioning) untersucht. Hierbei ist vorgesehen, die beim Partitioning abgetrennten Actiniden in einer speziellen hochbeständigen keramischen Matrix zu verfestigen und dann endzulagern. Forschungsbedarf besteht neben der Entwicklung der hochbeständigen Verfestigungsmatrices auch hier bei den hocheffizienten Abtrennprozessen.

Im internationalen Rahmen wird bereits die Transmutation der Transurane in drei Anlagentypen untersucht: in Reaktoren mit einem thermischen Neutronenspektrum (LWR, HTR), in Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum (SFR, LFR, GFR) sowie in Beschleuniger getriebenen Systemen (ADS) mit einem schnellen Neutronenspektrum. Forschungsbedarf besteht insbesondere in der Entwicklung und Auslegung eines ADS (Beschleuniger, Target, Kühlmittel, Brennstoff etc.). Dabei sollten nationale Forschungsarbeiten vorrangig als Ergänzung zu internationalen Projekten durchgeführt werden.

Zur Entwicklung dieser Systeme sind unterstützende theoretische und experimentelle Forschungsarbeiten in den Bereichen Neutronik, Thermohydraulik, Werkstoffe und Materialien, Reaktorphysik und Sicherheit, Messtechnik, Kühlmitteltechnologien, Validierungsmethoden und im Falle der ADS auch die Beschleunigerentwicklung erforderlich.

Die durch BMBF geförderte Grundlagenforschung zum Themenbereich Transmutation soll dem grundlegenden Verständnis der Physik der transmutationsrelevanten Elemente dienen. Ein thematischer Schwerpunkt der Grundlagenforschung ist die Evaluierung von Kerndaten für die zuverlässige Vorhersage von relevanten kernphysikalischen Prozessen und die hierfür notwendige Entwicklung von Systemen zum Nachweis und zum Verständnis der Wechselwirkung von Neutronen mit den relevanten Elementen. Auch diese Arbeiten zielen auf die Förderung wissenschaftlichen Nachwuchses und den Kompetenzerhalt bei den wenigen deutschen Forschungseinrichtungen ab, die kompetent Nukleare Sicherheitsforschung betreiben können.



#### **4.3.4 Safeguardsüberwachung der nuklearen Entsorgung**

Sowohl die Zwischenlagerung als auch die Endlagerung abgebrannter Brennelemente stellt eine langfristige Aufgabenstellung dar. Die Safeguardsüberwachung der nuklearen Entsorgung muss an die jeweiligen technischen und institutionellen Gegebenheiten angeglichen werden. Dies gilt auch für die Diskussionen im internationalen Umfeld. Zurzeit befassen sich internationale Arbeitsgruppen mit der Entwicklung von Safeguardsmaßnahmen für den weltweit am weitesten fortgeschrittenen Endlagerstandort in Finnland. Da die Ergebnisse auch ggf. das Safeguardskonzept einer deutschen Anlage präjudizieren wird, ist eine aktive deutsche Mitarbeit bei diesen Aktivitäten notwendig. Je nach Fortschritt der Standortbestimmung und Einrichtung eines deutschen Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle ist eine Langzeit-Zwischenlagerung an den KKW-Standorten zu erwarten, für die das bisherige Safeguardskonzept entsprechend angepasst werden muss.

#### **4.4 Beurteilung höchster Sicherheitsstandards nuklearer Anlagen im Ausland einschließlich neuer Reaktoren (GEN IV, SMR)**

Zur Gewährleistung der staatlichen Vorsorge und Wahrnehmung vitaler deutscher Sicherheitsinteressen ist eigene staatliche Kompetenz zur Prüfung und Bewertung der Sicherheitsstandards nuklearer Anlagen im Ausland Grundbedingung. Insbesondere gilt dies für weiterentwickelte Reaktorkonzepte (Generation III und III+), für innovative Reaktoren der Generation IV sowie für kleine modulare Reaktoren (Small Modular Reactors, SMRs). Ziel dieser Forschungsaktivitäten ist es, den Sicherheitsstandard dieser Reaktoren zu beurteilen. Dazu ist die Bereithaltung und Weiterentwicklung unabhängiger numerischer Methoden zur Sicherheitsbewertung notwendig.

Forschungsergebnisse zu Unfallablaufanalyse, Quelltermabschätzung, Komponentenverhalten und den radiologischen Konsequenzen bei Unfällen an im Ausland betriebenen Reaktoren bilden eine wesentliche Grundlage der Arbeit technischer Krisenzentren. Sie unterstützen damit Bund und Länder bei der Wahrnehmung ihrer Vorsorgepflicht bei evtl. Störfällen in ausländischen Anlagen rechtzeitig Maßnahmen zum Schutz von Bürgern und Umwelt einzuleiten.

Zur Aufrechterhaltung des Einflusses bei der Gewährleistung höchster nuklearer Sicherheitsstandards im Ausland ist eine effektive Mitarbeit des Bundes in internationalen Gremien wie z. B. OECD, IAEA notwendig. Hierfür ist neben dem Erhalt auch der Ausbau der Kernkompetenzen bzgl. der Reaktorsicherheitsforschung auf internationalem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlich. Dies ist besonders wichtig im Hinblick auf eine internationale Anerkennung der deutschen Kompetenz sowohl auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung als auch bei der Sicherheitsbewertung ausländischer Anlagen sowie innovativer Reaktorkonzepte, die ihrerseits die deutschen Sicherheitsbemühungen und -anforderungen massiv berühren und betreffen, sowie bei der Weiterentwicklung internationaler Regelungen. Die wissenschaftliche Kompetenz in diesen Bereichen muss so groß sein bzw. werden, dass eine hohe internationale Anerkennung erreicht wird und damit Interesse anderer Länder geweckt wird, deutsches Know-how sowohl in die Sicherheitsbewertung laufender sowie in die Planung neuer

kerntechnischer Anlagen als auch in die Formulierung internationaler Sicherheitsstandards einzubeziehen.

Deutsche Forschungsstellen besitzen aus ihren Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten zur Kerntechnik international anerkannte Kenntnisse auf den Gebieten von LWR, HTR und SFR, zur Physik schneller Reaktoren und zu Flüssigmetalltechnologien. Durch begleitende Arbeiten können sie sicherheitsgerichtete Gesichtspunkte und Merkmale in Konzeptentwicklungen einbringen. Aufbauend auf diesen Grundlagen sind begleitende Forschungsaktivitäten notwendig, um die Sicherheit der im Ausland entwickelten Konzepte beurteilen zu können.

#### **4.4.1 Konzeptspezifisches Betriebs- und Störfallverhalten**

Für zukünftige Reaktoren der Generation IV ist festzustellen, dass sie sich sowohl in Konstruktion und Anlagenverhalten als auch in den möglichen Störfallszenarien wesentlich von bisherigen Reaktortypen unterscheiden. Um die Sicherheit der neuen Reaktorkonzepte beurteilen zu können, müssen Rechenprogramme zur Simulation reaktorphysikalischer, brennstabmechanischer und thermohydraulischer Vorgänge weiterentwickelt und ergänzt sowie durch experimentelle Arbeiten abgesichert werden. Dabei ist zu beachten, dass sich zukünftige Reaktorkonzepte wesentlich von den bestehenden Leichtwasserreaktoren unterscheiden, z. B. in den Arbeitsmedien (überkritisches Wasser, Helium, Natrium, Blei-Bismut und Salzschnmelzen).

Zur Untersuchung von Störfällen und Betriebstransienten innovativer Reaktorsysteme ist es angebracht, die weiterentwickelten LWR-Sicherheitsanalysetools, auch gekoppelt mit 3D-Kinetikmodellen, anzuwenden. Hierfür ist eine Erweiterung und Validierung der LWR-Codes notwendig, wozu v. a. folgende Ergänzungen erforderlich sind:

- Entwicklung thermodynamischer und thermohydraulischer Modelle für die neuen Kühlmittel (z. B. Blei, Natrium, überkritisches Wasser, Helium)
- 3D Reaktorkinetik-Modelle für hexagonale Brennelemente mit geeigneten nodalen Wirkungsquerschnitte-Modellen zur Berücksichtigung der speziellen Rückwirkungsmechanismen zwischen der Neutronik, Mechanik und Thermohydraulik
- Multiskaliger Ansatz in der Thermohydraulik zur direkten Bestimmung lokaler Sicherheitsparameter
- Brennstabmechanik-Module zur besseren Beschreibung des Brennstabverhaltens im Normalbetrieb und bei Transienten
- Modelle für Grafitkorrosion, Bildung, Transport und Ablagerung grafitischen wie metallischen Staubs.

Neue Reaktorkonzepte, z. B. Reaktoren mit überkritischem Wasser oder Flüssigmetallen als Kühlmittel besitzen härtere Neutronenspektren (epithermischer und schneller Energiebereich) sowie andere Brennstoffe und Strukturmaterialien im Vergleich zu den Bedingungen eines LWR. Somit sind die Überprüfung der nuklearen Kerndaten in Rahmen internationaler Projekte wie z. B. der OECD/NEA für die zuverlässige Vorhersage von sicherheitsrelevanten kernphysikalischen Prozessen zu überprüfen. Die genauere experimentelle Bestimmung nuklearer Kerndaten bestimmter Nuklide ist für die

Reduzierung des Unsicherheitsbandes neutronenphysikalischer Simulationen unerlässlich. Insgesamt zielen die Arbeiten zu neuen Reaktorkonzepten auch auf die Förderung wissenschaftlichen Nachwuchses und den Kompetenzerhalt bei den wenigen deutschen Forschungseinrichtungen ab, die kompetente nukleare Sicherheitsforschung betreiben können. Nationale Forschungsarbeiten sollen vorrangig als Ergänzung zu und/oder integriert in internationalen Projekten durchgeführt werden.

#### **4.4.2 Funktionssicherheit und Wirksamkeit aktiver und passiver Sicherheitssysteme**

Ein wesentliches Merkmal der evolutionären Weiterentwicklung erprobter Reaktorkonzepte zu sogenannter „Generation III +“-Anlagen wie auch bei Small Modular Reactors (SMRs) ist die Nutzung passiver Sicherheitssysteme. Solche Systeme sind Schwerkraft-getrieben und/oder nutzen die physikalischen Prozesse Wärmeleitung, Konvektion oder Wärmestrahlung. Passive Sicherheitssysteme sollen nach internationalem Verständnis die Nachwärmeabfuhr mindestens 72 Stunden sicherstellen. Sie benötigen keine Energieversorgung und dürfen höchstens einmal extern durch das Betriebspersonal angeregt werden. Passiv bedeutet nicht uneingeschränkte Funktionsfähigkeit. Auch sie unterliegen Alterungsmechanismen, haben ihre Grenzen bezüglich ihrer Fähigkeit, Lasten abzutragen, und ihre Funktionsfähigkeit muss auch für denkbar ungünstige Situationen nachgewiesen werden. Beispielhaft sei hier der Einfluss nicht-kondensierender Gase auf den Wärmeübergang zwischen erhitzter Atmosphäre und Kondensationsrohr genannt.

Da auch für passive Sicherheitssysteme Funktionssicherheit und Wirksamkeit nicht absolut begriffen werden können, können sie bestenfalls über eine sehr hohe Zuverlässigkeit verfügen bzw. eine sehr geringe Versagenswahrscheinlichkeit aufweisen. Diese Quantifizierung ist letztlich nur mittels probabilistischer Methoden erzielbar. In diesem Sinne ist bei den hier vorgesehenen Arbeiten eine dem heutigen Stand entsprechende Einbeziehung probabilistischer Methoden in die Sicherheitsbewertung vorzusehen.

Die Eigenschaften passiver Sicherheitssysteme sind mittels Experimenten und Analysen mit einschlägig validierten Rechenprogrammen nachzuweisen. Entsprechende experimentelle und analytische Programme müssen durchgeführt und begleitet werden, weil an die Qualität von Sicherheitsanalysen passiver Systeme wegen ihrer sicherheitstechnischen Funktion erhöhte Anforderungen zu stellen sind.

#### **4.4.3 Transmutationssysteme**

Die durch BMBF geförderte Grundlagenforschung zum Themenbereich Transmutation soll dem grundlegenden Verständnis der Physik der transmutationsrelevanten Elemente dienen. Ein Schwerpunkt der Grundlagenforschung ist die Evaluierung von Kerndaten für die zuverlässige Vorhersage von relevanten kernphysikalischen Prozessen und die hierfür notwendige Entwicklung von Systemen zum Nachweis und zum Verständnis der Wechselwirkung von Neutronen mit den relevanten Elementen.

In erster Linie soll hier das MYRRHA-Projekt des SCK-CEN in Belgien genannt werden. Diese Blei-Bismut gekühlte schnelle Anordnung soll als ADS ausgelegt werden.

Untersuchungen zur Reaktorphysik und -sicherheit von Transmutationssystemen decken sich also zum großen Teil mit den Arbeiten zum konzeptspezifischen Anlagen- und Störfallverhalten nach Abschnitt 4.4.1. Allerdings sind spezifische Aspekte des Einsatzes von Minor Actiniden (MA) als Bestandteile des Kernbrennstoffs zu sehen. Dies sind vor allem die noch weit größeren Unsicherheiten in den Kerndaten sowie die spezifischen Eigenschaften der MA, welche die Sicherheit beeinflussen, wie hohe Spaltneutronenausbeute und ein geringer Anteil verzögerte Neutronen. Verschiedene Transmutationssysteme sollten hinsichtlich ihres Sicherheitsverhaltens und der Effektivität der Transmutation verglichen werden. Im Wesentlichen können dafür die gleichen fortgeschrittenen Simulationstools eingesetzt werden, wie sie unter 4.4.1 beschrieben sind.

#### **4.4.4 Funktionssicherheit und Zuverlässigkeit digitaler Leittechniksysteme**

Die Leittechnik stellt das Nervensystem eines Kernkraftwerkes dar, deren zuverlässige Funktion für den sicheren Betrieb der Anlage erforderlich ist. Die leittechnischen Einrichtungen wurden ursprünglich auf der Basis konventioneller, analoger Automatisierungstechnik (u. a. Relais, analoge elektronische und elektro-mechanische Baugruppen) aufgebaut sind aber seit Jahren weltweit Gegenstand von Modernisierungsmaßnahmen auch in kerntechnischen Anlagen. Ursachen bzw. Notwendigkeiten für Modernisierungsmaßnahmen sind vielfältig, wie z. B. Einführung automatisierter Prozessoptimierungen, Verbesserung der Ergonomie der Mensch-Maschine-Schnittstelle oder sicherheitsrelevante Verbesserungen bei der Diagnose des Anlagenzustandes. Zunehmend werden digitale, softwarebasierte leittechnische Einrichtungen eingesetzt. Die Einsatzgebiete digitaler Leittechnik in Kernkraftwerken sind vielfältig und reichen von Sicherheitsleittechnik zur Steuerung sicherheitsrelevanter Komponenten (z. B. Steuer- und Abschaltanlagen eines Reaktors, Neutronenflussmessung), über betriebliche Leittechnik zur Steuerung von Komponenten wie Turbinen, Pumpen, Ventilen etc. hin zur Steuerung von Brandschutz- und Strahlenschutzanlagen oder elektrischen Schutz- und Steuereinrichtungen.

Moderne digitale Leittechnik bietet einerseits viele Vorteile gegenüber konventioneller, analoger Leittechnik wie z. B. reduzierter Platz- und Energiebedarf, flexible Konfiguration von Standardbaugruppen für unterschiedliche Aufgaben, erweiterte Möglichkeiten der Fehlerdiagnose. Andererseits ist moderne Leittechnik jedoch wesentlich komplexer (z. B. hohe Integrationsdichte der Hardware und Komplexität der Software) und bringt neue Risiken mit sich, wie Manipulation der Software (u. a. Virus-Intrusion, Malware) und schnelle Alterung der Hardware. Weiterhin verweisen nationale und internationale Betriebserfahrungen auf einen deutlichen Einfluss der Datenkommunikation vernetzter Leittechniksysteme auf deren Zuverlässigkeit.

Die Einflüsse von inhärenten Aspekten digitaler Leittechnik auf die Zuverlässigkeit von Leittechnikfunktionen in kerntechnischen Anlagen wurde bisher noch nicht systematisch untersucht. Dazu fehlen anerkannte, qualifizierte Methoden und Kriterien, die ent-

sprechend entwickelt, verifiziert und validiert werden müssen, um über eine deterministische und probabilistische Nachweisführung die erforderliche Zuverlässigkeit und Funktionssicherheit digitaler Leittechniksysteme darstellen und bewerten zu können

#### **4.4.5 Charakterisierung und Bewertung von Konstruktionswerkstoffen für Komponenten**

International wird die Forschung zu Reaktoren der Generation IV sehr stark vorangetrieben. Entsprechende Strategien wurden vom GIF (Generation IV International Forum) und von der EU im Rahmen des SET-Plans und der SNETP (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform) entwickelt. Von maßgeblicher Bedeutung für Funktionsfähigkeit und Sicherheit der neuen Reaktorkonzepte sind Konstruktionswerkstoffe, die u. a. folgende Anforderungen erfüllen müssen:

- gute Hochtemperaturfestigkeit (Einsatztemperaturen 500 ... 650 °C)
- Resistenz gegenüber Neutronenbestrahlungsdosen bis zu 200 dpa
- Korrosionsbeständigkeit in Flüssigmetallumgebung (Bismut-Blei oder Natrium)

Zwei wesentliche Ansätze, die derzeit verfolgt werden, bestehen in der Weiterentwicklung von Stählen mit hohem Cr-Gehalt (größer 9 Masseprozent) und oxidpartikelverstärkten Stählen (sog. ODS-Stähle). Für die Sicherheitsbewertung sind dabei v. a. folgende Forschungsschwerpunkte von Interesse:

- Untersuchungen zum Bestrahlungsverhalten von Fe-Cr-Legierungen und von Chromstählen einschließlich ihrer ODS-Varianten zur Charakterisierung der Mikrostruktur und der mechanischen Eigenschaften.
- Entwicklung geeigneter Kleinprobenverfahren zur mechanischen Prüfung hochbestrahlter Materialien sowie entsprechender Präparationsverfahren.
- Untersuchung des Korrosionsverhaltens und des Einflusses von Flüssigmetallumgebungen auf die Veränderung mechanischer Eigenschaften, Synergieeffekte von Korrosion und Bestrahlung
- Hochtemperaturverhalten (Kriechen), Wechselwirkung mit Bestrahlungseffekten
- Multiskalenmodellierung von Bestrahlungseffekten

#### **4.4.6 Zuverlässigkeit von Personalhandlungen**

Die neuen Reaktorkonzepte verändern die an das Anlagenpersonal gestellten Anforderungen. Diese Veränderungen folgen aus der neuen Aufgabenverteilung zwischen überwiegend computergesteuerten automatischen Einrichtungen und dem Anlagenpersonal sowie neuen Aufgaben, die im Zusammenhang mit der neuen Bedien- und Informationstechnologie zu bewältigen sind.

#### **4.4.6.1 Mensch-Maschine Interaktion in zukünftigen Leitwarten**

In neuen Leitwarten wird der Mensch zunehmend in die Rolle des Beobachters automatischer Abläufe versetzt, der vor allem bei Störungen einzugreifen hat und sich dann in der virtuellen Welt computergestützter Informations- und Bedientechnik orientieren muss. In diesem Umfeld gewinnt das relativ neue Arbeitsgebiet des „Cognitive Engineering“ an sicherheitstechnischer Relevanz. Forschungsergebnisse in diesem Arbeitsfeld sollen sicherstellen, dass bereits im Design dafür Sorge getragen wird, dass das Gesamtsystem „Mensch-Maschine“ mit der erforderlichen Zuverlässigkeit betrieben werden kann. Allerdings sind hier noch erhebliche methodische Weiterentwicklungen durchzuführen (vgl. hierzu auch die einschlägigen Stellungnahmen der NEA/CSNI zum Forschungsbedarf bei neuer Bedien- und Informationstechnologie). Da dies für die Sicherheit der zukünftigen Anlagen von herausragender Bedeutung ist, muss auch diese Entwicklung durch eigenständige Forschung in Deutschland begleitet werden.

In den zurückliegenden Jahren wurden in Deutschland wichtige Fortschritte bei der Modellierung kognitiver Vorgänge, kognitiver Einflussfaktoren und den Problemlösestrategien von Fachleuten erzielt. Diese Erkenntnisse können zur Verbesserung der Methodik des „Cognitive Engineering“ genutzt werden.

#### **4.4.6.2 Personalhandlungen unter Unfallbedingungen**

Auch die neuen Reaktorkonzepte müssen Vorsorgemaßnahmen für schwere Störfälle vorhalten. Die Grundlagen hierfür sind durch Forschungsprojekte zu erarbeiten. Erkenntnisse aus den für die noch laufenden Anlagen durchzuführenden Entwicklungsarbeiten (vgl. Abschnitt 4.1.5) können unter Berücksichtigung der spezifischen Randbedingungen neuer Reaktorkonzepte einbezogen werden. So steht z. B. aufgrund der passiven Sicherheitssysteme mehr Zeit zur Verfügung, um weitere Eingriffe durchzuführen. Es ist zu erwarten, dass Erkenntnisse aus diesen Forschungsarbeiten wichtige Beiträge zur Untersuchung und Verbesserung der neuen Reaktorkonzepte im Bereich schwerer Störfälle und Unfälle liefern werden.

#### **4.4.7 Safeguards für Nuklearanlagen und -technologien**

Bei der Gestaltung zukünftiger Nukleartechnologien (GEN IV, SMR, P&T) und der Definition zukünftiger Standards zur Proliferationsresistenz hat sich der Begriff "Safeguards by Design" durchgesetzt, der ein möglichst frühes Engagement der IAEA bei Auslegung und Bau zukünftiger Nuklearanlagen möglich machen soll. Hier gilt es, Kriterien und Konzepte zu entwickeln, mit denen zukünftige Nuklearanlagen und -technologien hinsichtlich ihrer Proliferationsresistenz überprüft werden können. Gerade Deutschland kann hier aufgrund seiner Erfahrung bei der Definition und Konzipierung von Safeguards für seine ehemaligen komplexen Nuklearanlagen MOX-Fabrikation, Schneller Brüter und Wiederaufarbeitung eine wichtige Rolle spielen. Auch die Ergebnisse aus den Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu Partitionierung, Transmutati-

on und Reaktorkonzepten können wesentlich zur Verbesserung des "Safeguards-by-Design"-Konzepts beitragen.

#### **4.5            Technisch-wissenschaftliche Grundlagen für die Unterstützung internationaler Regelbildung bezüglich der nuklearen Sicherheit**

Zur Gewährleistung kerntechnischer Sicherheit dienen Regelwerke, deren Einhaltung bei Planung, Bau, Betrieb und Rückbau kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen durch Genehmigungsbehörden unter Hinzuziehung qualifizierter Gutachter kontrolliert wird. Die kerntechnische Regulierung ist eine nationale Aufgabe und, obwohl seit Jahrzehnten internationale Gremien mit dem Ziel des Erfahrungsaustauschs bezüglich fachlicher und administrativer Themen existieren, bestehen zum Teil erhebliche Unterschiede in der Gewichtung bzw. Einschätzung der die Sicherheit beeinflussender Sachverhalte. Gerade die Geschehnisse im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi, bei der die Überlagerung der äußeren Einwirkungen Erdbeben und nachfolgender Tsunami zur Zerstörung der gesamten Anlage führte, offenbarten erhebliche Lücken im japanischen Regelwerk. Besonders im Rahmen der Europäischen Union werden daher Stimmen lauter, die zumindest innerhalb der EU ein einheitliches Regelwerk mit strengen Standards fordern. Gerade im Hinblick auf die in einigen Ländern betriebenen Entwicklungen für Reaktoren der IV. Generation, die spezielle, konzeptspezifische Regeln erfordern, sollte daher ein einheitliches Regelwerk angestrebt werden.

Auch wenn Deutschland ab 2022 vollständig auf die Nutzung der Kernenergie zum Zwecke der Stromerzeugung verzichten will, so ist doch die Entwicklung und Einführung hoher Sicherheitsstandards für Kernkraftwerke, die außerhalb seiner Grenzen errichtet werden, von hoher Relevanz. Eine Einflussnahme auf solche Regelbildungen ist allerdings nur möglich, wenn die deutsche Seite sich auf Kompetenz stützen kann, die auf Ergebnissen eigener, international anerkannter Forschung und Entwicklung beruht.

Nachfolgend werden Themenbereiche beschrieben, auf denen mit hoher Priorität geforscht werden sollte, um für die zu erwartende EU-weite Regelbildung aber auch für die Entwicklung weltweiter Standards im Rahmen der IAEA für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen, insbesondere Kernkraftwerken der IV. Generation, die nötigen fachlichen Grundlagen bereitstellen zu können.

Neben dem Erhalt der fachlichen Kompetenz ist darüber hinaus ein Aufbau von Kompetenzen auf bisher unzureichend oder nicht berücksichtigten Themenfeldern erforderlich. Die neuen Kompetenzfelder resultieren insbesondere aus der Notwendigkeit der Sicherheitsbewertung ausländischer Anlagen sowie innovativer Reaktorkonzepte. Diese Kompetenzen sind notwendig, um deutsche Bemühungen um größtmögliche Sicherheit bei der Kerntechnik sowie bei der Weiterentwicklung internationaler Regeln Wirkung zu verschaffen.

#### **4.5.1 Konzeptbezogene Kriterien zur Definition von Sicherheitsanforderungen**

Die Zielsetzung der erforderlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten in Bezug auf die Bildung international verbindlicher Regeln besteht in der Bereitstellung der fachlichen Grundlagen zur Bewertung der Sicherheit von Reaktorsystemen. Basierend auf den grundlegenden Anforderungen der IAEA und WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) müssen für die unterschiedlichen Reaktorkonzepte spezifische, an die konzeptionellen Ansätze angepasste fachliche Kriterien für die Erstellung von Sicherheitsanforderungen formuliert und festgelegt werden.

Innerhalb der EU dient das von WENRA erarbeitete Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen als Referenz. In einem ersten Schritt sind entsprechend strenge grundsätzliche Anforderungen an die für die Sicherheit der Reaktoren erforderlichen Systeme und Einrichtungen, deren Redundanzgrad und Diversität zu entwickeln. Dies erfordert zum Teil grundlegende Untersuchungen hinsichtlich der Umsetzung der grundsätzlichen, auf die kerntechnischen Schutzziele bezogenen Anforderungen. Dazu sind zum Teil weitergehende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Hinblick auf konzeptspezifische Aufgabenstellungen, und Einzelfragestellungen erforderlich.

Des Weiteren sollen, aufbauend auf diese Untersuchungen, auch quantitative Akzeptanzkriterien für Anforderungen an das Sicherheitsniveau von Kernkraftwerken, erarbeitet werden.

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sollten sich dabei auf alle Anlagenbetriebszustände beziehen und die reaktorkonzeptbezogen zu unterstellenden anlageninternen Ereignisse und Einwirkungen wie auch die jeweils standortspezifisch zu unterstellenden Einwirkungen von außen berücksichtigen.

#### **4.5.2 Bereitstellung geeigneter Werkzeuge zur Nachweisprüfung**

Weltweit werden mittlerweile neuartige elektrische und elektronische Systeme zur Prozesssteuerung und -regelung eingesetzt. Die analoge Technik wird dabei auch zunehmend in Kernkraftwerken durch digitale Systeme abgelöst. In besonderem Maße trifft dies auf leittechnische Systeme zu, die u. a. bei den Reaktorschutzsystemen Anwendung finden. Auch hier kommen zunehmend software-basierte digitale Systeme zum Einsatz.

Es besteht jedoch zum Teil noch ein erheblicher Entwicklungsbedarf im Hinblick auf qualifizierte Methoden und Kriterien zur deterministischen und probabilistischen Nachweisführung für die Zuverlässigkeit der digitalen Leittechnik. Dies beinhaltet unter anderem folgende Aspekte:

- Die mögliche Beherrschung systematischer Fehler in der Hard- und Software betreffend, sind entsprechende methodische Ansätze für eine Nachweisführung erforderlich. Spezielle Anforderungen an eine zerstörungsfreie Komponentenprüfung elektro- und leittechnischer Komponenten sind zu erarbeiten.



- Es müssen Anforderungen hinsichtlich der Vorsorge gegen interne und externe Manipulationen in der Hard- und Software klar definiert werden.
- In Bezug auf die erforderliche Qualifizierung der Hard- und Software sowie an das Management von deren Lifecycle (vom Entwurf über die Konstruktion, Produktion Implementierung bzw. Installation in der Anlage bis hin zum Betrieb der Systeme und Komponenten und deren Erneuerung) sind detaillierte Anforderungen aufzustellen.

Dafür sind im Rahmen der Forschung und Entwicklung die notwendigen die fachlichen Grundlagen bereit zu stellen.

#### **4.5.3 Analysewerkzeuge zur Beurteilung der Auswirkungen übergreifender Einwirkungen von innen und außen**

Die bisherigen Analysewerkzeuge, und hier insbesondere die probabilistischen Bewertungsmethoden, müssen in Bezug auf Einwirkungen von innen und außen für ein breites Spektrum unterschiedlicher Anlagenkonzepte anwendbar sein. Hierzu sollen die Analysewerkzeuge zur Bewertung übergreifender Einwirkungen von innen (EVI) und außen (EVA) vervollständigt werden.

Die Kombinationen übergreifender Einwirkungen von außen und/oder innen erfordert in sicherheitstechnischen Bewertungen eine systematische Berücksichtigung. Bislang werden nur wenige mögliche Kombinationen von unter Umständen kurzzeitig bzw. gleichzeitig abhängig bzw. gegebenenfalls unabhängig voneinander auftretende Einwirkungen von außen bzw. von außen und innen (Erdbeben und Folgeereignisse, Kombinationen von Explosionen und Bränden) adäquat und systematisch in den Sicherheitsbewertungen berücksichtigt. Entsprechende Werkzeuge sind zu entwickeln bzw. weiterzuentwickeln, insbesondere vor dem Hintergrund möglicher Cliff-Edge-Effekte beim Zusammenwirken mehrerer Einwirkungen. Gleichzeitig auftretende bzw. korrelierte Ereignisse sind geeignet in den Modellen (deterministisch wie probabilistisch) zu berücksichtigen.

Aufbauend auf den bei meteorologisch bedingten EVA als kritisch identifizierten Bereichen der E- und Leittechnik sowie der Kühlwasserversorgung ist eine Methode zur systematischen Identifizierung (z. B. Checklisten) möglicher konkreter Angriffspunkte für meteorologisch bedingte EVA zu entwickeln, um in Sicherheitsanforderungen ableiten zu können.

Übergreifende Einwirkungen müssen in Analysen berücksichtigt werden, die nicht nur Freisetzungen aus dem Reaktorkern betreffen. In diesem Zusammenhang sind Untersuchungen zu den Konsequenzen übergreifender EVA und ggf. EVI bzw. von Einwirkungskombinationen in Bezug auf mögliche Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb des Reaktorkerns (also Brennelemente außerhalb des Reaktors, andere größere Quellen von Aktivität) durchzuführen. Dies beinhaltet deterministische Analysen ebenso wie probabilistische bis hin zu PSA der Stufe 2 für EVA. Dazu sind geeignete Analysewerkzeuge bereitzustellen.

#### **4.6 Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards)**

Deutschland ist seit über 50 Jahren fest in das europäische und internationale Regime zur Nichtweiterverbreitung von Kernwaffen eingebunden. Durch aktive Beteiligung hat Deutschland erheblich zur Stärkung und Verbesserung des Regimes beigetragen. Dies gilt nicht zuletzt für die Implementierung und Weiterentwicklung von Techniken und Methoden zur internationalen Kernmaterialüberwachung (Safeguards), welche nach wie vor das zentrale Element dieses nuklearen Nichtverbreitungsregimes darstellt.

Zur Verbesserung von Effektivität und Effizienz der Safeguardsmaßnahmen bedarf es einer permanenten Überprüfung und Anpassung der Safeguards-Konzepte, -Techniken und -Methoden an den neuesten Stand von Wissenschaft und Technik. Zudem sind neue technisch-politische Rahmenbedingungen zu berücksichtigen, vor allem im Hinblick auf die erweiterten Aufgabenstellung der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) durch das Zusatzprotokoll, für die neue Überwachungsmethoden und -konzepte erarbeitet werden müssen.

Deutschland hat seit über 35 Jahren weltweit eine wichtige Rolle bei der Neu- und Weiterentwicklung von Safeguards-Techniken und –Methoden für die IAEA. Wesentliche Aktivitäten sind dabei seit 1978 im gemeinsamen Forschungs- und Entwicklungsprogramm von IAEA und BMWi, dem sogenannten IAEA-Unterstützungsprogramm, eingebettet, in dem die Safeguards-Arbeiten in Deutschland koordiniert und durchgeführt werden.

Trotz des Beschlusses zum Ausstieg aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie werden in Deutschland auf einen nichtabsehbaren Zeitraum hinaus weiterhin Nuklearaktivitäten stattfinden, die der europäischen Kontrolle durch EURATOM bzw. der internationalen Überwachung durch die IAEA unterliegen. Darüber hinaus hat Deutschland als eine der führenden Industrie- und Exportnationen eine generelle Verpflichtung, an der Entwicklung fortschrittlicher nuklearer Standards mitzuwirken, wozu neben Anlagensicherheit und physischem Schutz auch die internationale Kernmaterialüberwachung gehört.

Um auch in Zukunft wichtige neue Themenstellungen zur Kernmaterialüberwachung in Kooperation mit IAEA und EURATOM bearbeiten zu können, gilt es dieses Programm fortzusetzen. Es handelt sich dabei um eine Aufgabe von weltpolitischer Bedeutung, bei der konzeptionelle, technisch-methodische und politisch-institutionelle Aspekte zu behandeln sind. Weiterhin ist es wichtig, dass die Forschungs- und Entwicklungsvorhaben in nationale und internationale Forschungsnetzwerke eingebettet sind, die über die geforderte vielfältige Kompetenz verfügen. Neben der nationalen und internationalen Kooperation im Rahmen des deutschen Unterstützungsprogramms ist das seit langem intensive deutsche Engagement in der European Safeguards Research and Development Association (ESARDA) sowie im US-amerikanischen Institute of Nuclear Materials Management (INMM) für das Fachgebiet Safeguards weiterzuführen. Die notwendigen Schwerpunkte sollen nachfolgend aufgezeigt werden.

#### 4.6.1 Weiterentwicklung von Safeguardstechnologien

Im Rahmen des deutschen Unterstützungsprogramms werden elektronische Siegel- und Kamerasysteme entwickelt und von der IAEA und EURATOM weltweit erfolgreich eingesetzt. Diese Überwachungstechniken müssen in regelmäßigen Zeitabständen in Abstimmung mit IAEA, EURATOM und den Herstellern an den technologischen Fortschritt angepasst, weiterentwickelt oder neuentwickelt werden. Die Fernübertragung von safeguards-relevanten Überwachungsdaten aus den kerntechnischen Anlagen zur EURATOM ist in Deutschland noch nicht eingeführt. Zur Implementierung eines einheitlichen Konzepts muss die Datenfernübertragung in Abstimmung mit dem Bundesamt für Sicherheit in der Informationstechnik sowie den für den physischen Schutz zuständigen Stellen in einem Feldversuch eingehend untersucht werden.

Sowohl im Routineeinsatz als auch bei der Entdeckung undeklarer nuklearer Materialien und Aktivitäten spielen die satellitengestützte Fernerkundung und Geoinformationssysteme eine immer wichtigere Rolle. Die Einsatz- und Anwendungsmöglichkeiten sowie Auswertetools müssen weiterentwickelt werden. Dazu gehören zum einen statistisch-mathematische Analyseverfahren zur Änderungsdetektion und Mustererkennung. Zum anderen sind nutzerfreundliche Geoinformationssysteme zu entwickeln, die die kombinierte Visualisierung und Analyse von Fernerkundungs- und weiteren Safeguardsdaten, wie Anlagenpläne, Ergebnisse der Safeguardsmessungen u. a. zu ermöglichen.

Im Rahmen der erweiterten Kontrollaufgaben durch das Zusatzprotokoll hat auch die Analyse von Umweltproben und Kernmaterialien durch das weltweite Netzwerk der Safeguardslabore der IAEA (Network of Analytical Laboratories, NWAL) sehr an Bedeutung gewonnen. Die dabei verwendeten Messmethoden müssen hinsichtlich Effizienz und Genauigkeit verbessert sowie um Verfahren aus der nuklearen Forensik, etwa zur Alters- und Herkunftsbestimmung, ergänzt werden. Für die Kalibrierung der Messgeräte und Validierung der Messmethoden werden außerdem fortlaufend Referenzmaterialien zur Verwendung als primäre oder sekundäre Standards benötigt.

Durch das Studium anderer Verifikationsregime sollen Techniken identifiziert werden, die auch bei der nuklearen Überwachung eingesetzt werden können. Beispiele für solche Technologien sind die Umweltüberwachung (z. B. Emissionsortsbestimmung bei Edelgasspuren in der Atmosphäre) und geophysikalische Verfahren (Seismik, Akustik, Georadar), die etwa im Rahmen des Umfassenden Teststopp-Abkommens eingesetzt werden.

Auch aus anderen Technikbereichen können wertvolle Hinweise und Werkzeuge für die nukleare Verifikation gewonnen werden. Dazu gehören u.a. die sich rasant entwickelnden Geoinformationstechnologien, die möglicherweise zur Navigation und Ortung von Inspektoren bzw. Behältern unter Tage bzw. in sehr komplexen kerntechnischen Anlagen eingesetzt werden können. Aus dem Bereich der Lasermesstechnik könnten sich durch die Laser Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS) Anwendungsmöglichkeiten ergeben, beispielsweise zur Vorschau (Grobanalyse) von Umweltproben der IAEA oder als mobiles Material-Bestimmungssystem bei sog. erweiterten Zugängen.

#### **4.6.2 Weiterentwicklung des "Staatskontrollansatzes"**

Bei der Anwendung des Staatskontrollansatzes ("state-level approach") im Rahmen der erweiterten Kontrollaufgaben durch das Zusatzprotokoll berechnet die IAEA den Safeguardsaufwand sowie Zahl der Inspektionen in den Nuklearanlagen nicht mehr abhängig von Menge und Qualität des Nuklearmaterials sowie Zahl der Nuklearanlagen, sondern trifft eine Festlegung nach länderspezifischen Charakteristika. Dazu zählen technische Elemente und Art des nuklearen Brennstoffkreislaufes, aber auch institutionelle Faktoren wie Nonproliferationshistorie und Einbettung in das globale Nonproliferationsregime.

In diesem Zusammenhang müssen umfangreiche Analysen erstellt werden, um den staatspezifischen Kontrollansatz weiterzuentwickeln und die Inspektionsstrukturen entsprechend anzupassen. Ein integraler Bestandteil des staaten-spezifischen Kontrollansatzes ist die sog. „Acquisition Path Analysis“ (APA), die sich mit der Analyse aller plausiblen Beschaffungswege und –strategien beschäftigt, über die ein Staat in den Besitz waffenfähigen Materials kommen könnte. Die Methoden zur APA müssen weiter formalisiert und Softwarelösungen für ihre Anwendung entwickelt und getestet werden. Eine wichtige Rolle spielt außerdem die Entwicklung von Inspektionsstrategien mit Hilfe von Statistik und mathematischer Spieltheorie.

#### **4.6.3 Weiterentwicklung von Safeguards-Überlegungen im Rahmen von "Triple-S" (Sicherheit, Sicherung, Safeguards)**

Im Rahmen des des "Safeguards-by-Design"-Konzepts ist auch ein Abgleich von Safeguards im Hinblick auf Anlagensicherheit und möglichen physischen Schutz nötig. In verschiedenen internationalen Programmen wie Generation IV International Forum (GIF) und INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) wurde über zukünftige Nukleartechnologien diskutiert wird, die umfassenden Kriterien von Anlagensicherheit, physischem Schutz und Safeguards genügen sollen. Für die Weiterentwicklung von internationalen Safeguards wird von Bedeutung sein wird, dass physischer Schutz und Safeguards nicht getrennt betrachtet, sondern durch Synergien optimiert werden sollen. In Zusammenarbeit mit EURATOM und unter Beachtung der Belange der IAEA sind Safeguardsmodelle zu entwickeln und zu bewerten, die ganzheitlich betriebliche Sicherheit und physischen Schutz angemessen berücksichtigen.

Fazit: Deutschland hat seit mehr als 35 Jahren einen bedeutenden wissenschaftlich-technischen Beitrag zur erfolgreichen Verhinderung der Proliferation geleistet. Auch in Zukunft sollte Deutschland mit dafür sorgen, dass effektive und effiziente internationale Kontrollen als zukünftiger Standard zur Garantie einer friedlichen Nutzung der Kernenergie weltweit zur Verfügung stehen. Für Fortsetzung dieser erfolgreichen internationalen Zusammenarbeit ist der Erhalt einer umfassenden Kompetenz hinsichtlich der gegenwärtigen und zukünftigen Nukleartechnologien unabdingbar.

Tab. 1 Zielorientierte nukleare Sicherheitsforschung

| I  | II  | III   | IV   | V  | VI   |
|--|---|---|--|--|--|
| <b>Laufende Reaktoren und Forschungsreaktoren in Deutschland</b>               | <b>Sicherer Rückbau stillgelegter Anlagen</b>   | <b>Zwischen und Endlagerung, Abfallbehandlung (P&amp;T)</b> | <b>Sicherheitsstandards ausländischer Anlagen einschließl. neuer Reaktorkonzepte</b> | <b>Technisch-wissenschaftliche Grundlagen internationaler Regelbildung</b>         | <b>Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards)</b>             |
| Prüfung und Bewertung der Sicherheit von Strukturen                            | Verbesserte Verfahren zur Dekontamination und Freimessung                               | Sicherheit von Endlagersystemen                             | Konzeptspezifisches Betriebs- und Störfallverhalten                                  | Konzeptbezogene Kriterien zur Definition von Sicherheitsanforderungen              | Weiterentwicklung von Safeguardstechnologien                           |
| Nachweisverfahren für die Beherrschbarkeit von Transienten, Stör- und Unfällen | Standardisierte großtechnische Zerlegungsverfahren                                      | Sicherheit längerfristiger Zwischenlagerung                 | Funktionssicherheit und Wirksamkeit passiver Sicherheitssysteme                      | Bereitstellung geeigneter Werkzeuge zur Nachweisprüfung                            | Weiterentwicklung des „Staatskontrollansatzes“                         |
| Schnelllaufende Prozessmodelle für den Einsatz in Notfallzentren               | Ergonomische, personenbezogenen und organisatorische Faktoren in der Phase des Rückbaus | P&T und deren Auswirkungen auf Endlagersysteme              | Transmutationssysteme  | Analysewerkzeuge zur Beurteilung der Konsequenzen innerer und äußerer Einwirkungen | Weiterentwicklung von Safeguards-Überlegungen im Rahmen von „Triple-S“ |
| Entscheidungsunterstützung für Behörden und Notfallschutzmaßnahmen             | Rückbaumanagementsysteme  | Safeguardsüberwachung der nuklearen Entsorgung              | Funktionssicherheit und Zuverlässigkeit digitaler Leitsystemen                       |  |  |
| Probabilistische Sicherheitsanalyse  |   |   | Charakterisierung und Bewertung von Konstruktionswerkstoffen für Komponenten         |  |  |
| Sicherheitsrelevante Einflüsse menschlicher Handlungen und der Organisation    |   |   | Zuverlässigkeit von Personalhandlungen   |  |  |
| Überlagerung innerer und äußerer Einwirkungen                                  |   |   | Safeguards für Nuklearanlagen und -technologien                                      |  |  |

## 5 Vorhandene und benötigte Ressourcen

Status Quo:

Eine Erhebung der vorhandenen personellen Ressourcen für das Jahr 2011 liefert eine Momentaufnahme der personellen Ausstattung der nuklearen Sicherheitsforschung und deren Verteilung auf neun definierte Hauptkompetenzgebiete (Abb. 1). Diese Hauptkompetenzgebiete fassen inhaltlich Themengebiete, die für die Hauptforschungsgebiete entsprechend Tabelle 1 definiert wurden, zusammen. Der überwiegende Teil des Personals wurde im Jahr 2011 für „Sicherheit von Endlagersystemen“ und „Nachweisverfahren für die Beherrschbarkeit von Transienten, Stör- und Unfällen in kerntechnischen Anlagen (inkl. schnelllaufende Prozessmodelle)“ eingesetzt. Die Relevanz der Hauptkompetenzfelder für die im Bericht beschriebenen Forschungsgebiete wird in Tabelle 2 dargestellt. Aus dieser Tabelle wird ersichtlich, dass die Kompetenzfelder jeweils für mehrere prioritäre Themengebiete maßgeblich sind und somit die Schwächung eines Kompetenzfeldes Auswirkungen auf mehrere Forschungsgebiete nach sich ziehen würde.

Die Erhebung zeigt weiter, dass die Gesamtheit derer, die sich forschend mit nuklearer Sicherheit befassen, mit ca. 1000 Vollzeitäquivalenten, gemessen an der nationalen und internationalen Bedeutung des Forschungsgebiets und der gesamten deutschen Forschungslandschaft, relativ klein, doch hoch spezialisiert ist. Sie ist zudem durch nationale Koordination, z. B. durch den Kompetenzverbund Kerntechnik, sowie internationale Vernetzung sehr effizient aufgestellt.

Zukünftige Anforderungen:

Nach der Reaktorhavarie im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi soll die Stromversorgung aus Kernenergie in Deutschland nur noch befristet bis 2022 fortgeführt und die Kernkraftwerke schrittweise nach einem festen Fahrplan abgeschaltet werden. Über mehrere Jahrzehnte werden danach im nationalen Kontext Aufgaben des Stillstandbetriebs, der Stilllegung und des Rückbaus der Kernkraftwerke sowie der Behandlung, des Transports und der Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente und nuklearen Abfalls zu bewältigen sein.

Gleichzeitig ist festzuhalten, dass aktuell in Europa (Finnland, Frankreich) neue Kernkraftwerke errichtet werden, weitere sind in fester Planung (z. B. Tschechische Republik, Polen). Des Weiteren wird weltweit an der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte gearbeitet mit dem Ziel, derzeitige Standards hinsichtlich Sicherheit und Wirtschaftlichkeit deutlich weiter zu entwickeln. Die Frage der nuklearen Sicherheit erhielt durch das Ereignis in Fukushima eine noch verstärkte internationale Bedeutung. Internationale Kernenergieorganisationen, wie die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO), die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) sowie die Europäische Atomgemeinschaft (Euratom) sollen zunehmend dazu beitragen, international verbindliche Standards für die kerntechnische Sicherheit zu erarbeiten und deren Implementierung zu unterstützen. Der Kompetenzverbund Kerntechnik geht davon aus, dass sich Deutschland aufgrund seiner zentralen geographischen Lage in Europa, aufgrund und zum Erhalt seiner politischen und wirt-

schaftlichen Bedeutung in Europa und weltweit und aufgrund seiner technisch-wissenschaftlichen Leistungsfähigkeit und seiner Erfahrung auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit, diesen Bemühungen nicht entziehen kann und will. Dies erfordert den Erhalt einer dauerhaft hohen Sachkompetenz, die sich auf eigenständige und unabhängige Forschungseinrichtungen und -ergebnisse stützt. Hierfür sind auch längerfristig die notwendigen personellen Ressourcen zur Verfügung zu stellen.

Die zur Wahrnehmung der beschriebenen Aufgaben erforderlichen personellen Ressourcen müssen flexibel einsetzbar sein, damit sie dem zeitlichen Wandel der Aufgabenstellungen angepasst werden können. Ebenso muss berücksichtigt werden, dass im Jahr 2011 ein erheblicher Anteil des Personals in den Forschungseinrichtungen drittmittelfinanziert wurde.

Durch die geplante Einstellung des Betriebs deutscher Kernkraftwerke ist bereits eine drastische Reduzierung der betriebsbegleitenden Forschungsarbeiten, die von Kernkraftwerksbetreibern finanziert wurden, zu verzeichnen. Damit einher geht ein erheblicher Rückgang an durch Drittmittel finanzierten Wissenschaftlerstellen insbesondere in den großen Forschungszentren. Des Weiteren wird sich die Forschung in den Forschungszentren im Bereich der Reaktorsicherheit voraussichtlich noch stärker auf Grundlagenuntersuchungen statt auf technologische Systementwicklungen konzentrieren. Kenntnisse bezüglich neuer, im Ausland entwickelter Reaktorsysteme dürften somit zukünftig im Wesentlichen nur noch durch Teilnahme an ausländischen Forschungs- und Entwicklungsprojekten im Rahmen der Projektförderung gewonnen werden können. Um den Anschluss an internationale Wissensentwicklungen nicht zu verlieren und einem gravierenden Kompetenzverlust entgegen zu wirken müssen daher die personellen Ressourcen insbesondere der projektgeförderten nuklearen Sicherheitsforschung bedarfsgerecht ausgestaltet werden.

Vor dem Hintergrund des Ausstiegs aus der Kernenergie und der damit verbundenen Energiewende erwartet der Kompetenzverbund Kerntechnik für die Zukunft Verschiebungen der Forschungsschwerpunkte hinsichtlich des Ressourceneinsatzes sowohl zwischen den Forschungsgebieten, als auch zwischen den Hauptkompetenzfeldern. Diese Verschiebungen werden von den zukünftigen Ergebnissen der Sicherheitsforschung und den technischen Entwicklungen im In- und Ausland abhängen sowie durch mögliche zusätzliche oder neue politische Vorgaben bestimmt werden. Aus heutiger Sicht rechnet der Kompetenzverbund Kerntechnik mit einem von der Größenordnung her etwa gleichbleibenden Bedarf an Forschungsarbeiten und Personalressourcen. Inwieweit und wie dem möglichen zusätzlichen Bedarf an Arbeiten in Zusammenarbeit mit ausländischen oder internationalen Partnern und einem Rückgang spezifisch national ausgerichteten Forschungsbedarfs entsprochen werden kann, wird sich voraussichtlich erst in den nächsten fünf bis zehn Jahren abzeichnen. Durch neue politische Vorgaben könnten einzelne Bereiche stark an Bedeutung gewinnen. So lässt der von BMU vorgelegte Entwurf eines Standortauswahlgesetzes für ein Endlager, das Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle aufnehmen soll, erwarten, dass bei einer eventuellen Umsetzung erhebliche zusätzliche Personalressourcen im Bereich „Sicherheit von Endlagersystemen“ erforderlich werden. Für eine quantitative Analyse fehlen jedoch derzeit aufgrund der Dynamik der internationalen Entwicklungen und der laufenden nationalen Diskussionen die Grundlagen.

Ausbildung des wissenschaftlichen Nachwuchses bislang und zukünftig:

Die Herausforderung, für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit längerfristig ausreichende personelle Ressourcen bereit zu stellen wurde bereits im Zusammenhang mit dem demographischen Wandel erkannt. Daher hat das BMWi bereits seit 1996 seine Initiative Kompetenzerhalt in der Kerntechnik (KEK) gestartet und bis heute fortgeführt. Eingebettet in die Thematik der Reaktorsicherheitsforschung werden speziell zugeschnittene Forschungsvorhaben gefördert, die es Nachwuchswissenschaftlern ermöglichen, sich auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit weiter zu qualifizieren und zu promovieren. Seit dem Jahr 2008 fördert das BMBF als Teil seines Forschungsprogramms Energie 2020+ Forschung auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit und Entsorgung sowie der Strahlenforschung mit dem Ziel der Förderung des wissenschaftlichen Nachwuchses. Dabei werden vorrangig Verbundvorhaben, geführt durch Einrichtungen der Spitzenforschung, an Universitäten und Hochschulen gefördert. Hierdurch leisten BMWi und BMBF insgesamt Beiträge, die nukleare Kompetenz in Forschung und Lehre zu erhalten und fortzuentwickeln und die Heranbildung wissenschaftlichen Nachwuchses auf den geförderten Gebieten zu sichern. Des Weiteren werden berufsbegleitende Weiterbildungsmöglichkeiten außerhalb der Universitäten und Hochschulen für Naturwissenschaftler und Ingenieure auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit und Technologie geboten, wie z. B. die GRS-Akademie und die AREVA Nuclear Professional School.

Für den langfristigen Erhalt der Kompetenz und der Sicherung des Nachwuchses auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit, wird die Bereitstellung eines ausreichenden Lehrangebots an deutschen Universitäten und Hochschulen entscheidenden Einfluss haben. Die derzeit bereits angespannte Situation könnte sich weiter verschärfen, da die seitens der Industrie bislang unterstützten bzw. gestifteten Lehrkapazitäten durch den Wegfall der Unterstützung in ihrem Bestand gefährdet wären. Die Situation im Bereich der Lehre auf kerntechnischem Gebiet ist zurzeit schwer einzuschätzen. Eine vorläufige aktuelle Datenerhebung zeigt, dass kerntechnische Studiengänge an Attraktivität eingebüßt haben. Jedoch ist die Situation gegenwärtig kaum geeignet, gesicherte Prognosen für die zukünftige Entwicklung zuzulassen. Es wird daher für sinnvoll erachtet und empfohlen, zu einem späteren Zeitpunkt eine gesonderte Erhebung über das kerntechnische Lehrangebot in Deutschland in Verbindung mit den beruflichen Perspektiven der Absolventen vorzunehmen und auszuwerten.

Wesentlichen Einfluss für die Motivation von Studierenden sowie von Nachwuchswissenschaftlern wird zudem eine ausreichende Ausstattung der nuklearen Sicherheitsforschung insgesamt haben. Insoweit wird auf die Feststellungen im vorangegangenen Abschnitt verwiesen.



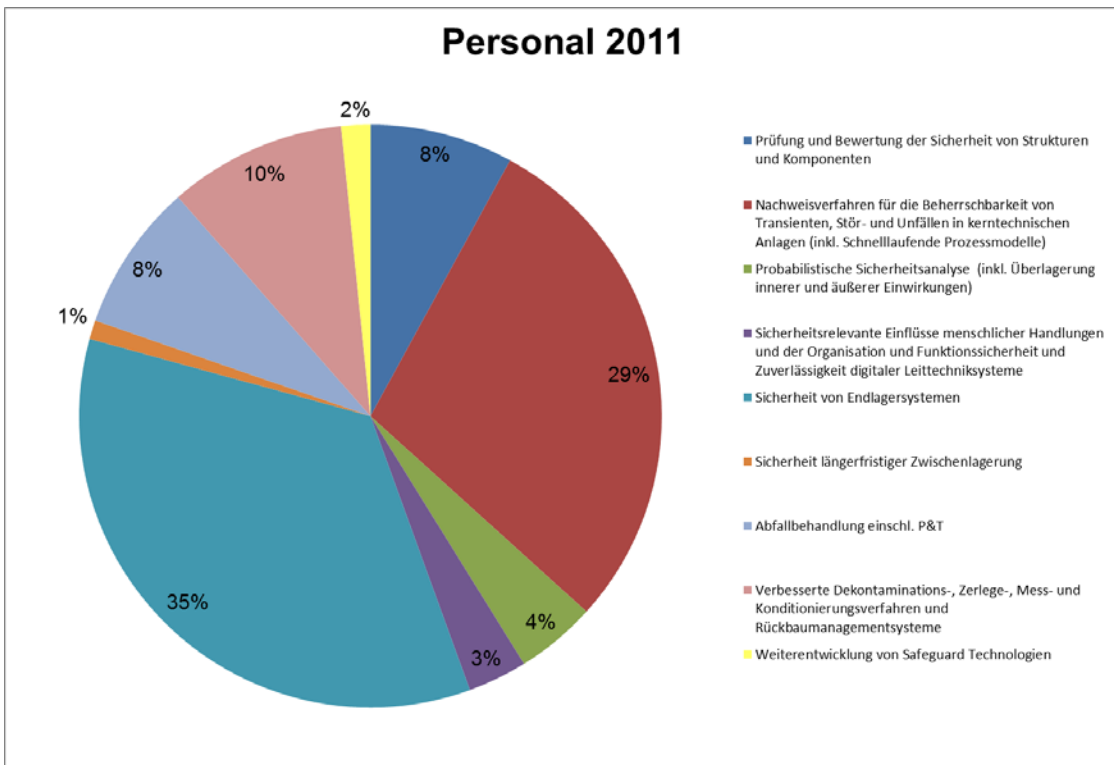


Abb. 1 Aktuelle Personalmittel (2011) aufgeschlüsselt nach den Hauptkompetenzfeldern

Tabelle 2 Wesentliche Kompetenzfelder der prioritären Forschungsgebiete

| Forschungsgebiete<br>Kompetenzfelder   | Laufende Reaktoren und Forschungsreaktoren in Deutschland | Sicherer Rückbau nuklearer Anlagen | Zwischen und Endlagerung, Abfallbehandlung (P&T) | Sicherheitsstandards ausländischer Reaktoranlagen einschl. neuer Reaktorkonzepte | Technisch-wissenschaftliche Grundlagen internationaler Regelbildung | Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards) |
|--|---|------------------------------------|--|--|---|---|
| Prüfung und Bewertung der Sicherheit von Strukturen und Komponenten  | X   | X                                  | X  | X  | X   |   |
| Nachweisverfahren für die Beherrschbarkeit von Transienten, Stör- und Unfällen in kerntechnischen Anlagen (inkl. Schnelllaufende Prozessmodelle) | X   |                                    | X  | X  | X   |   |
| Probabilistische Sicherheitsanalyse (inkl. Überlagerung innerer und äußerer Einwirkungen)  | X   |                                    | X  | X  | X   |   |
| Sicherheitsrelevante Einflüsse menschlicher Handlungen und der Organisation und Funktionssicherheit und Zuverlässigkeit digitaler Leitesystemen  | X   | X                                  | X  | X  | X   | X   |
| Sicherheit von Endlagersystemen  |   |                                    | X  |  | X   |   |
| Sicherheit längerfristiger Zwischenlagerung  |   | (X)                                | X  |  | X   | X   |
| Abfallbehandlung einschl. P&T  |   | X                                  | X  | X  | X   | X   |
| Verbesserte Dekontaminations-, Zerlege-, Mess- und Konditionierungsverfahren und Rückbaumanagementsysteme  |   | X                                  | X  |  |   |   |
| Weiterentwicklung von Safeguard Technologien   |   |                                    |  |  |   | X   |

## Danksagung

Wir danken nachfolgend aufgeführten Institutionen sowie unseren Fachkolleginnen und -kollegen der GRS und Herrn Ilg für die Unterstützung bei der inhaltlichen Erstellung dieses Berichtes:

- AREVA NP GmbH
- Bundesanstalt f. Materialforschung u. -prüfung
- Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
- E.ON Kernkraft GmbH
- Fraunhofer Institut für zerstörungsfreie Prüfverfahren (IZFP)
- Forschungszentrum Jülich
- Helmholtz Zentrum Dresden-Rossendorf
- Karlsruher Institut für Technologie
- Materialprüfungsanstalt MPA Universität Stuttgart
- Projektträger Karlsruhe
- Rheinisch-Westfälische Technische Universität Aachen
- Ruhr-Universität Bochum
- RWE Power
- Technische Universität Berlin
- Technische Universität Dresden
- TÜV SÜD AG
- Universität Stuttgart