

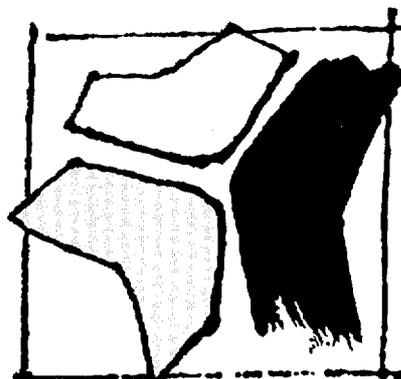


CH0000031

TECHNOLOGY  
**ASSESSMENT**  
TA 34/1999

**FORTGESCHRITTENE NUKLEARSYSTEME**  
**REVIEW STUDY**

Wolfgang Liebert  
Roland Bähr  
Alexander Glaser  
Lothar Hahn  
Christoph Pistner



SCHWEIZERISCHER WISSENSCHAFTSRAT  
CONSIGLIO SVIZZERO DELLA SCIENZA  
CONSEIL SUISSE DE LA SCIENCE

2

31 / 28



*Diese Reihe der TA-Publikationen enthält die Ergebnisse der im Rahmen des Programms TA des Schweizerischen Wissenschaftsrates (SWR) durchgeführten Projekte.*

*Mit TA (Technology Assessment / Technologiefolgenabschätzung) werden dabei Projekte bezeichnet, welche zum Ziele haben, die gesellschaftlichen Auswirkungen neuer Technologien möglichst umfassend zu untersuchen. Es geht darum, die allfälligen positiven und negativen Einflüsse der Technologie auf soziale, politische, wirtschaftliche und ökologische Systeme und Abläufe abzuschätzen.*

*Nach einer Pilotphase von 4 Jahren haben der Bundesrat und das Parlament den SWR beauftragt, die TA-Aktivitäten für die Periode 1996-1999 weiterzuführen.*

*Um diese Aufgabe zu erfüllen, hat der SWR einen TA-Leitungsausschuss aus Fachleuten von Wissenschaft, Industrie, Politik und NGO's (Nichtstaatliche Organisationen) ernannt, welcher die massgeblichen Themen und Fragen definiert, die es im TA-Programm zu behandeln gilt.*

*Die materielle Verantwortung für die Berichte liegt bei den Autoren.*

**Adresse:** Schweizerischer Wissenschaftsrat  
Programm TA  
Inselgasse 1  
3003 Bern

**Tel.** +41 31 322 99 63      **Fax** +41 31 32 33 659

SCHWEIZERISCHER WISSENSCHAFTSRAT

Programm TA

# **Fortgeschrittene Nuklearsysteme**

Review Study

Wolfgang Liebert<sup>1)</sup>

Roland Bähr<sup>2)</sup>  
Alexander Glaser<sup>1)</sup>  
Lothar Hahn<sup>2)</sup>  
Christoph Pistner<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup>Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit  
(IANUS)

<sup>2)</sup>Institut für angewandte Ökologie, Öko-Institut Darmstadt)

ZUSAMMENFASSUNG.....	I
RÉSUMÉ .....	V
EXECUTIVE SUMMARY.....	IX
1  AUSGANGSLAGE UND AUFBAU DER STUDIE.....	1
2  FORTGESCHRITTENE NUKLEARSYSTEME: ÜBERBLICK UND VORAUSWAHL .....	5
2.1  EINLEITUNG .....	5
2.2  ÜBERBLICK, EINTEILUNG UND AUSWAHL REPRÄSENTATIVER KONZEPTE .....	12
3  BETRACHTUNGSRASTER.....	25
3.1  SIEBEN BETRACHTUNGSPERSPEKTIVEN.....	25
3.2  VERGLEICHSMÄßSTAB: DWR.....	31
4  BETRACHTUNG AUSGEWÄHLTER FORTGESCHRITTENER NUKLEARSYSTEME.....	37
4.1  „EVOLUTIONÄRE“ LEICHTWASSERREAKTOREN HOHER LEISTUNG (> CA. 1000 MW): EPR.....	37
4.2  LEICHT- UND SCHWERWASSERREAKTOREN MITTLERER LEISTUNG (100–600 MW) .....	41
a)  AP600 .....	41
b)  CANDU 3 .....	43
4.3  „INNOVATIVE“ REAKTOREN.....	47
a)  HTR-Modul.....	47
b)  PIUS.....	51
4.4  FLÜSSIGMETALLGEKÜHLTE REAKTOREN: PRISM .....	54
4.5  HEIZREAKTOREN: GHR.....	56
4.6  WEITERE KONZEPTVORSCHLÄGE: RTR.....	59
4.7  BESCHLEUNIGERGETRIEBENE SYSTEME.....	63
a)  Energy Amplifier (EA).....	63
b)  ATW-Konzept (Los Alamos) .....	70
4.8  FUSION.....	74
a)  Magnetfusion (Tokamak-Pfad über ITER).....	74
b)  Alternativen zum Tokamak.....	84
5  VERGLEICH UND INTERPRETATION DER ERGEBNISSE .....	89
5.1  ÜBERBLICK DER ERGEBNISSE .....	89
5.2  BEURTEILUNG DES WISSENSSTANDES ZU DEN EINZELNEN GESICHTSPUNKTEN DES VERWENDETEN BETRACHTUNGSRASTERS .....	95
5.3  BEWERTUNGSRELEVANTE WISSENSLÜCKEN.....	99
5.4  FAZIT FÜR EINGEHENDERE TA-UNTERSUCHUNGEN.....	100

<b>ANHANG I: ENTWURF EINES KRITERIENRASTERS FÜR WEITERGEHENDE UNTERSUCHUNGEN ZU FORTGESCHRITTENEN NUKLEARSYSTEMEN .....</b>	<b>101</b>
I.1 KRI TERIEN FÜR DIE BEWERTUNG VON ENERGIETECHNOLOGIEN .....	101
I.2 VORSCHLAG FÜR EINEN KRITERIENKATALOG .....	104
<b>ANHANG II: EMPFEHLUNGEN FÜR WEITERGEHENDE UNTERSUCHUNGEN ...</b>	<b>113</b>
<b>ANHANG III.....</b>	<b>121</b>
III.1 KLEINES KOMPENDIUM: KERNREAKTOREN .....	121
III.2 NUKLEARENERGIENUTZUNG UND PROLIFERATIONSGEFAHREN.....	134
III.3 BEFRAGUNG UND BESUCHE WEITERER EXPERTEN .....	137
<b>LITERATURVERZEICHNIS .....</b>	<b>139</b>
<b>ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS .....</b>	<b>153</b>

## Zusammenfassung

Derzeitig genutzte nukleare Energiesysteme haben einen Anteil von etwa 18% an der weltweiten Stromproduktion. Neue umwelt- und energiepolitische Rahmensetzungen werden für die angestrebte nach-fossile Ära der Energiewirtschaft weltweit diskutiert. Dafür ist bereits heute die Frage nach der Auswahl angemessener Technologielinien für eine nachhaltige Energieversorgung der Zukunft zu stellen. Es ist zu klären, welche Rolle nukleare Energiesysteme dabei spielen sollen.

Einerseits haben Risiken, die mit den bislang genutzten Kernspaltreaktoren assoziiert werden, zu Akzeptanzproblemen in der Öffentlichkeit und zunehmend auch in einigen Politikbereichen geführt. Andererseits werden jedoch einige Weiterentwicklungen für nukleare Spaltreaktoren auf industrieller Basis vorangetrieben, denen die Entwickler Vorteile gegenüber bislang genutzter Technologie zuschreiben. Andere Reaktorlinien, die auf der Spaltreaktorentwicklung aufbauen, sind bislang noch nicht zur technischen Reife geführt worden. Daneben werden neuartige nukleare Energiesysteme erforscht, die zwar erst in einigen Jahrzehnten energiewirtschaftliche Relevanz erreichen könnten, von ihren Entwicklern jedoch als erfolversprechende Alternativen zu bisher bekannten Spaltreaktorlinien vorgestellt werden. Dazu zählen insbesondere einige bereits vor Jahrzehnten begonnene Entwicklungen in Richtung auf Fusionsreaktoren und neuere Forschungsprojekte, die beschleunigergetriebene Systeme (Accelerator Driven Systems, ADS) anvisieren.

Über diese Entwicklungen im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme sollte frühzeitig eine sorgfältige und öffentliche Debatte geführt werden können. Diese Forderung bekommt für die Schweiz besondere Aktualität durch den Beschluß des Schweizerischen Bundesrates vom 21. Oktober 1998, ein Kernenergiegesetz erarbeiten zu wollen. Durch dieses Gesetz soll u. a. das fakultative Referendum für etwaig geplante neue Kernkraftwerke eingeführt werden. Damit eine auch von der Exekutive gewollte fundierte öffentliche Diskussion möglich werden kann, ist es wesentlich, die Potentiale dieser Technologien — soweit sie bereits heute antizipierbar sind — insbesondere im Hinblick auf eine umwelt- und zukunftsverträgliche Energieversorgung, transparent zu machen. Gleichzeitig müssen auch verbleibende Problemfelder identifiziert werden, beispielsweise in den Bereichen Umwelt-, Sicherheits- und Proliferationsrisiken.

Auftrag dieser Review-Studie ist es, neben der Erarbeitung eines Überblicks über die Entwicklungen im Bereich der verschiedenen fortgeschrittenen Nuklearsysteme, die Basis für weitergehende TA-Studien zu schaffen, und zu klären, wie solche Studien in Angriff genommen werden könnten. Es soll dabei auch deutlicher werden, welche technologischen Entwicklungen es verdienen, genauer untersucht zu werden, und unter welchen Bedingungen dies geschehen könnte. Die hier vorgelegte Review-Studie hat im wesentlichen den Charakter einer Literaturstudie, die den Stand der Debatte (soweit möglich auf der Basis von vorhandenen Studien des Technology Assessment) sichtet und interpretiert.

Nach einem einführenden Kapitel gibt Kapitel 2 einen Überblick über die weltweit verfolgten Konzepte für fortgeschrittene Nuklearsysteme, die dabei in acht Untergruppen eingeteilt werden. Aus insgesamt 57 Systemkonzepten, die in die Betrachtung einbezogenen wurden (zusammengefaßt in Tabelle 1), werden 11 repräsentative Reaktorentwürfe bzw. Forschungs- und Entwicklungsprojekte (je 1–2 pro Untergruppe) für die weitere Betrachtung ausgewählt (siehe Tabelle).

1. „Evolutionäre“ Leichtwasserreaktoren hoher Leistung (> ca. 1000 MW):	Europäischer Druckwasserreaktor (EPR)
2. Fortgeschrittene Leicht- und Schwerwasserreaktoren mittlerer Leistung (100–600 MW):	a) „Advanced Passive“ DWR - AP600 b) CANDU-3 (Canadian Deuterium Uranium Reactor)
3. „Innovative“ Reaktoren:	a) PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) Reaktor b) Hochtemperaturreaktor-Modul (HTR-Modul)
4. Flüssigmetallgekühlte Reaktoren (Liquid Metal Reactor – LMR):	PRISM (Power Reactor Inherently Safe Modul)
5. Heizreaktoren:	Gasgekühlter HeizReaktor (GHR)
6. Weitere Konzeptvorschläge für Spaltreaktoren:	Radkowsky-Thorium-Reaktor (RTR)
7. Beschleunigergetriebene/hybride Systeme (ADS):	a) Energy Amplifier (EA) b) Accelerator-driven Transmutation of Waste (ATW)
8. Fusion:	Magneteinschlußfusion (ITER-Pfad)

In Kapitel 3 wird ein grobes Betrachtungsrastrer entwickelt, das durch Auswahl von sieben Aspekten eine eingehendere Untersuchung der ausgewählten Systeme, wie sie in der Literatur diskutiert werden, möglich machen soll. Diese Studie fokussiert nicht ausschließlich verbesserte Sicherheitsmerkmale. Weitere Aspekte, wie die Verringerung des Proliferationsrisikos (Weiterverbreitung oder Weiterentwicklung von Kernwaffen), die Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der Anlagen und neue Einsatzmöglichkeiten (beispielsweise was die Entschärfung der Nachsorgeproblematik oder die Nutzung von Brennstoffen alternativ zu Uran angeht) werden ebenfalls berücksichtigt. Auch spielt die Frage des zu erwartenden Realisierungszeitraums und die Diskussion der Hindernisse auf dem Weg zu einem kommerziell nutzbaren Reaktor, sowie die heute ersichtlichen Nachsorgeerfordernisse eine wesentliche Rolle. Zusätzlich werden als Vergleichsmaßstab entsprechende Charakteristika eines heute gebräuchlichen großen Druckwasserreaktors (DWR) angegeben.

Daran anschließend werden in Kapitel 4 die innerhalb der acht Untergruppen repräsentativ ausgewählten Konzepte einer eingehenderen Betrachtung unterzogen. In diesem zentralen Kapitel wird versucht, aufgrund einer Literaturrecherche und -auswertung, wesentliche Fakten zusammenzutragen und zu ordnen, die den Sachstand bezüglich fortgeschrittener Nuklearsysteme beschreibbar machen. Eigene Bewertungen wurden dabei, soweit möglich, vermieden. Es werden, so weit zugänglich, vorrangig Darstellungen der Projektbetreiber selbst, sowie existierende TA-Studien und Gutachten ausgewertet. In einigen Fällen, wo dies notwendig erscheint, werden entsprechende Fachliteratur, weitere politikberatende Reports, Expertenstellungnahmen sowie andere aussagekräftige Quellen hinzugezogen. Dabei werden auch Widersprüche, unterschiedliche Bewertungen und Dissense in der Literatur, sowie einige offene Fragen benannt.

In Kapitel 5 erfolgt ein Vergleich der Ergebnisse der vorausgegangenen Betrachtung. Zunächst ist festzuhalten, daß nicht etwa für Nuklearsysteme, die einer Realisierung sehr nah sind, eine breite TA-Literatur vorhanden ist, sondern ausgerechnet für diejenige Konzeption, die noch am weitesten in der Zukunft liegt, nämlich die Fusion.

Einen Überblick über die elf betrachteten repräsentativen Systeme gibt Tabelle 2. In dieser Tabelle kann nur ein Teil der in Kapitel 4 systemspezifisch zusammengestellten Fakten wiedergegeben werden. Die angegebenen Informationen sind weitgehend am DWR-Vergleichsmaßstab (siehe Kapitel 3.2.) orientiert. Damit ist ein grober Vergleich der Systeme anhand der sieben Aspekte des Betrachtungsrastrers möglich.

Obwohl es nicht Aufgabe dieser Studie ist, einen bewertenden Vergleich der repräsentativ ausgewählten fortgeschrittenen Nuklearsysteme durchzuführen, wird dennoch eine erste Interpretation vorgenommen (Kapitel 5.1).

Das Potential fortgeschrittener Nuklearsysteme in bezug auf energiewirtschaftliche und gesellschafts- sowie umweltpolitische Zielsetzungen kann sicherlich nicht allein anhand der jeweiligen intrinsischen oder im Vergleich auffälligen technischen Neuerungen gemessen werden. Die Akzeptabilität von neuartigen oder verbesserten nukleartechnologischen Systemen wird sich an überzeugenden Lösungen der Schlüsselfragen Sicherheit, nuklearer Abfall und Weiterverbreitungsgefahr von Kernwaffen messen lassen müssen. Von herausragender Bedeutung sind demnach denkbare wesentliche Durchbrüche im Bereich der Sicherheits-, Nachsorge- und Proliferationsproblematik auf der Grundlage veränderter oder neuartiger technologischer Konzepte und weit weniger die technologischen Veränderungen oder Neuerungen an sich. Dem ist auf lange Sicht voraussichtlich auch die Frage nach der Wirtschaftlichkeit unterzuordnen, da die Energiedebatte bereits jetzt stärker die nichtmerkantilen Aspekte betont und die weltweite Gefahr des „Climatic Change“ eine Neuordnung der Energiemärkte nach nicht rein ökonomischen Gesichtspunkten (unter Einbeziehung externer Kosten) erwarten läßt.

Auf Grundlage der in Kapitel 4 vorgelegten ausführlicheren Betrachtung zeigt sich nun, daß entscheidende qualitative Fortschritte in den Bereichen Sicherheit, Nachsorge und Proliferation über die in näherer Zukunft (5–15 Jahre) realisierbaren Nuklearsysteme eher nicht zu erwarten sind. Allerdings werden für die langfristigen Entwicklungsprojekte (wie Fusion oder beschleunigergetriebene Systeme) fundamentale Verbesserungen angestrebt, von denen aber noch nicht ohne weiteres angegeben werden kann, ob sie tatsächlich realisierbar sind.

Dies kann folgendermaßen präzisiert werden:

- Qualitative Fortschritte in der Anlagensicherheit sind bei „evolutionären“ Spaltreaktoren eher nicht zu erwarten. Eine Reihe von wesentlichen Verbesserungen sind bei einigen anderen fortgeschrittenen Spaltreaktoren absehbar, die aber alle bislang nicht zum Ziel einer nachweisbaren Katastrophenfreiheit der Systeme führen. Zumindest steht ein solcher Nachweis bei allen Konzepten, auch bei den „innovativen“ Spaltreaktoren, bislang aus. Vom sicherheitstechnischen Aspekt her am interessantesten erscheinen die Systeme, deren Realisierungszeitpunkte am weitesten in der Ferne liegen. Dies gilt insbesondere für die Fusion.
- Die Nachsorgeproblematik wird bei keinem der hier betrachteten Systeme wirklich gelöst, wenn man darunter versteht, daß ein auf geologischen Zeitskalen sicheres Lager für radioaktive Abfälle überflüssig werden soll. Interessant unter diesem Gesichtspunkt sind fast nur die beschleunigergetriebenen Systeme, die eine einschneidende Reduktion der Lagerungszeiträume anpeilen. Dabei darf jedoch nicht übersehen werden, daß diese Konzepte auf umfangreiche Wiederaufarbeitung angewiesen sind. Die Fusion könnte zumindest zu einer erheblichen qualitativen Reduktion bei der Nachsorgeproblematik führen, wenn eine entsprechende Auslegung der Anlagen möglich werden sollte. Dies hätte jedoch keine Auswirkungen auf die bereits existierenden nuklearen Abfälle.
- Die Proliferationsproblematik würde bei Einführung der hier betrachteten fortgeschrittenen Nuklearsysteme fortbestehen, allerdings bei Fortentwicklung und Einführung einiger Spaltreaktorsysteme oder -brennstoffe, wie HTR oder RTR, in einer möglicherweise quantitativ und qualitativ reduzierten Weise. Die Attraktivität von ADS-Konzepten im Hinblick auf eine erwünschte Reduktion der Proliferationsproblematik hängt von einer Fülle offener Fragen im Bereich der Wiederaufarbeitung von Brennstoffen ab. Negativ fällt hier ins Gewicht, daß unter Verwendung der Beschleunigereinrichtungen kernwaffenrelevante Materialien schnell und effektiv produziert werden könnten. Die Deuterium-Tritium-Fusion unter Nutzung ma-

gnetischer Einschlußkonzepte verlagert bei bestimmungsgemäßem Betrieb (ohne Nutzung der Möglichkeit von Spaltmaterialerbrütung) die Proliferationsproblematik auf Tritium, das nicht auf Platz 1 der proliferationsrelevanten Materialien steht.

Eine wesentliche Frage ist, wie der Wissensstand im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme im Hinblick auf umfassendere TA-Untersuchungen, die nachvollziehbare Beurteilungen ermöglichen sollen, einzuschätzen ist. Für die sieben Aspekte des verwendeten Betrachtungsrahmens wird darauf in Kapitel 5.2 detaillierter eingegangen. Allgemein gilt für einige dieser Betrachtungsaspekte, wie Anlagensicherheit und Ökonomie, daß eine belastbare Beurteilung erst möglich ist, wenn entsprechende Nuklearsysteme bereits realisiert sind und ausreichend lange Betriebserfahrungen vorliegen. Dies bedeutet, daß prinzipiell der existierende Wissensstand nicht ausreicht, um zu einer tragfähigen Bewertung zu kommen. Extrapolationen, die stets subjektiv gefärbt sein werden, vom Jetzt-Stand auf einen zukünftig zu erwartenden Soll-Stand sind notwendig. Für andere Aspekte des Betrachtungsrahmens, wie Proliferationsrisiken, Nachsorge und Realisierungsaussichten, gilt dies weit weniger. Hier sind — zumindest in vielen Fällen — auf der Basis des jetzigen Wissens, durch Abschätzung der bekannten Zielsetzungen, Zusammenhänge und Folgen, belastbare Aussagen im Hinblick auf die Potentiale der angestrebten technologischen Konzepte möglich. Für die Einschätzung der technologisch dominierten Realisierungsprobleme muß dies jedoch für die weit in die Zukunft hinein angelegten Projekte, wie die Fusion, erheblich eingeschränkt werden. Hier wären ebenfalls Extrapolationen nötig, die voraussichtlich zu kontroversen Diskussionen führen würden.

Es werden erste Versuche unternommen, bewertungsrelevante Wissenslücken zu identifizieren. Prospektive TA-Untersuchungen für noch nicht realisierte Technologien — darum würde es bei der Betrachtung und Bewertung fortgeschrittener Nuklearsysteme gehen — sind als Prozeß zu sehen, der auf existierenden Erfahrungen verwandter oder im Vorlauf bereits existierender Technologien aufbaut, die nachweisbaren oder (noch) nicht nachweisbaren Potentiale der untersuchten Technologien abzuschätzen sucht und dabei keine abschließenden Urteile erlaubt. Sie können nur den vorliegenden Stand und die Aussichten der Entwicklungsprojekte beschreiben und bewerten, die durch den Fortgang von Forschung und Entwicklung überholt werden können. Hier ist das Aufzeigen und gegebenenfalls das Schließen von Wissenslücken von herausragender Bedeutung. Beides befördert die Möglichkeit für prospektive Bewertungen.

Insgesamt ziehen wir das Fazit, daß wir keine prinzipiellen Hindernisse für umfassendere TA-Untersuchungen sehen. Ihre Durchführung ist zu empfehlen. Für weitergehende TA-Studien zu fortgeschrittenen Nuklearsystemen erscheint uns eine erhebliche Ausweitung der in Kapitel 3 definierten Betrachtungsperspektive geboten zu sein. Daher schlagen wir im Anhang I ein erweitertes Kriterienraster vor, das zunächst für die eingehende Betrachtung, dann zur Bewertung und schließlich gegebenenfalls zur Gestaltung der verschiedenen denkbaren wissenschaftlich-technischen Optionen geeignet sein soll. Damit wird eine Basis für eingehendere Studien über fortgeschrittene Nuklearsysteme geschaffen. Im Anhang II werden dazu Empfehlungen gegeben.

## Résumé

Les systèmes d'énergie nucléaire utilisés actuellement représentent le 18% de la production mondiale de courant électrique. De nouveaux accord-cadres au niveau de la politique environnementale et énergétique sont globalement discutés pour l'ère post-fossile du secteur de l'énergie. Dans ces conditions, la question sur le choix approprié des voies technologiques pour un approvisionnement énergétique durable doit être posée. Il est nécessaire de clarifier quel rôle doivent jouer les systèmes d'énergie nucléaire dans ce contexte.

D'une part, les risques associés aux réacteurs à fission utilisés jusqu'à présent ont créé des problèmes d'acceptabilité au sein de l'opinion publique, ainsi que dans certains milieux politiques. D'autre part, divers concepts de réacteurs à fission, auxquels les équipes de développement attribuent des avantages par rapport aux réacteurs classiques, continuent à être poursuivis au niveau industriel. D'autres types de réacteurs, s'inscrivant dans la lignée des réacteurs à fission, sont aussi étudiés, mais ils n'ont pas encore été amenés à maturité. Enfin, des systèmes d'énergie nucléaire novateurs sont étudiés. Ces derniers sont considérés par leurs constructeurs comme une alternative prometteuse aux concepts classiques, bien qu'ils ne pourront acquérir de l'importance seulement dans quelques décennies. Parmi ces systèmes, on trouve des développements qui ont été lancés il y a plusieurs décennies déjà, notamment dans le domaine de la recherche sur la fusion, mais aussi des développements s'inscrivant dans des projets de recherche plus récents et s'intéressant aux systèmes sous-critiques assistés par accélérateur.

Il semble donc nécessaire qu'un débat public sur les systèmes nucléaires avancés ait lieu le plus tôt possible. Dans le cas de la Suisse, l'idée d'un tel débat acquiert une actualité particulière après la décision du Conseil Fédéral du 21 octobre 1998 d'élaborer une loi sur l'énergie nucléaire. Cette loi introduirait, entre autres, le référendum facultatif pour toute construction de nouvelle centrale nucléaire. Pour qu'un débat public fondé, tel que le souhaite aussi l'exécutif, devienne possible, il est essentiel de rendre transparent le potentiel de ces technologies — dans la mesure des connaissances scientifiques disponibles — notamment par rapport à un approvisionnement énergétique qui soit compatible avec la protection de l'environnement et le respect des générations futures. Dans le même temps, l'ensemble des problèmes persistants doit être identifié, par exemple dans les domaines des risques associés à l'environnement, à la sécurité des installations et à la prolifération nucléaire.

Le but de cette étude de littérature est de fournir un aperçu général des développements dans le domaine de systèmes nucléaires avancés et, sur cette base, de préciser quels aspects devraient être abordés dans le cadre d'études d'évaluation des choix technologiques (abrégé par la suite : étude TA). Il s'agit donc d'élucider comment ces études peuvent être réalisées, quels développements méritent d'être objet de recherche ultérieure et, finalement, sous quelles conditions de telles recherches peuvent être réalisées. Ce rapport a donc principalement le caractère d'une étude de littérature dans laquelle l'état actuel du débat est présenté et évalué — et ce, autant que possible sur la base des études TA existantes.

Après un chapitre introductif, le chapitre 2 fait un tour d'horizon des concepts pouvant être qualifiés de systèmes nucléaires avancés. Ces concepts sont ensuite reliés à un sous-groupe (8 au total). Parmi 57 systèmes de départ (présentés dans le tableau 1), 11 concepts ou projets de recherche et de développement (1-2 par sous-groupe) ont été choisis pour une discussion détaillée dans le cadre de la présente étude (voir tableau).

1. Réacteurs à eau légère « évolutionnaires » de grande puissance (> ca. 1000 MW):	European Pressurized Water Reactor (EPR)
2. Réacteurs avancés à eau légère ou lourde d'une puissance intermédiaire (100-600 MW):	a) „Advanced Passive“ REP (DWR) - AP600 b) CANDU-3 (Canadian Deuterium Uranium Reactor)
3. Réacteurs « innovateurs »:	a) Réacteur PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) b) Réacteur modulaire à température élevée (HTR-Modul)
4. Réacteurs à caloporteur métallique liquide (Liquid Metal Reactor – LMR):	PRISM (Power Reactor Inherently Safe Modul)
5. Réacteurs thermiques:	Réacteur thermique refroidi au gaz (GHR, Gasgekühlter Heizreaktor)
6. Autres concepts de réacteurs à fission:	Réacteur à thorium de Radkowsky (RTR)
7. Systèmes sous-critiques assistés par accélérateur/systèmes hybrides (ADS):	a) Energy Amplifier (EA) b) Accelerator-driven Transmutation of Waste (ATW)
8. Fusion:	Fusion à confinement magnétique (filère ITER)

Une grille d'analyse est développée dans le chapitre 3 afin de permettre une investigation détaillée des systèmes choisis à partir de la littérature existante. Cette investigation ne se focalise pas seulement sur les caractéristiques de sécurité améliorées, mais considère d'autres aspects tels que la réduction du risque de prolifération (propagation ou amélioration qualitative des armes nucléaires), l'augmentation de la rentabilité des installations nucléaires et la possibilité d'usages nouveaux (concernant, par exemple, une réduction de l'impact à long terme des déchets ou l'usage des combustibles alternatifs à l'uranium). Les questions liées à la durée de réalisation de certains concepts, aux problèmes de commercialisation et à la maîtrise des déchets individuelle prévisible aujourd'hui sont également d'importance. Les caractéristiques correspondantes à un réacteur à eau pressurisée (REP, DWR) typique sont par ailleurs utilisées comme mesure de comparaison.

Ensuite, dans le chapitre 4, les concepts choisis sont étudiés en détail. Dans ce chapitre central, les faits essentiels ont été réunis sur la base d'une analyse de la littérature existante, afin de rendre compte du niveau des connaissances scientifiques dans le domaine des systèmes nucléaires avancés. A ce stade de l'analyse, on a évité autant que possible de porter des jugements sur les divers concepts étudiés. L'analyse s'est en effet basée sur la documentation fournie par les équipes de développement, sur des études TA existantes, ainsi que sur des expertises scientifiques. Dans quelques cas, il a été fait appel à une littérature spécialisée, à des rapports de conseil politique, à des avis d'experts et à d'autres sources relevantes. Lorsque des contradictions, des évaluations divergentes et des points de dissensus ont été trouvés, ceux-ci sont expressément mentionnés. Et il en va de même pour les questions et problèmes qui ne sont pas abordés dans la littérature.

Les résultats de ces premières analyses sont mis en comparaison dans le chapitre 5. Avant tout, on constatera qu'une vaste littérature est disponible pour les systèmes nucléaires dont la phase de réalisation est encore lointaine (autrement dit pour la fusion), alors que les systèmes, dont l'horizon est à plus court terme, font l'objet de peu de textes.

Le tableau 2 résume les caractéristiques principales des 11 systèmes considérés. Seulement une partie des informations présentées dans le chapitre 4 figure dans ce tableau. Les caractéristiques mentionnées sont comparées avec celles du REP qui, on le rappellera, constitue le système de référence (voir chapitre 3.2). Avec cela une première comparaison des systèmes selon les sept aspects de la grille d'analyse devient possible.

Bien que le but de cette étude ne soit pas de porter un jugement sur les différents systèmes considérés, une première interprétation est néanmoins tentée (chapitre 5.1).

Le potentiel des systèmes nucléaires avancés — par rapport aux objectifs économiques, environnementaux et sociaux — ne peut pas être estimé en se basant uniquement sur leurs propriétés intrinsèques ou sur leurs innovations technologiques. Il s'agit aussi de tenir compte de leur acceptabilité, qui dépend de solutions qu'ils apportent aux questions clefs, telles que la sécurité, les déchets nucléaires et le risque de prolifération des armes nucléaires. Les percées scientifiques majeures effectuées sur ces questions clefs sont par conséquent beaucoup plus importantes que les modifications ou innovations en elles-mêmes. A long terme, la question de la rentabilité devra certainement aussi se subordonner à ce principe, car le débat actuel sur l'énergie met déjà l'accent sur des aspects non-mercantiles et le danger de changements climatiques rend probable une restructuration des marchés énergétiques selon des critères qui ne soient plus uniquement économiques (sous considération des coûts externs).

Sur la base de l'analyse présentée dans le chapitre 4, il devient évident que les systèmes nucléaires réalisables dans un proche avenir (5-15 ans) ont peu de chances de déboucher sur des progrès qualitatifs décisifs dans les domaines de la sécurité, de la maîtrise des déchets nucléaires et de la prolifération. En revanche, des projets de développement à long terme (comme la fusion ou des systèmes assistés par accélérateur) portent en eux des améliorations fondamentales, sans qu'il soit toutefois possible, aujourd'hui, de déterminer si elles seront effectivement réalisables.

Cette observation peut être précisée de la manière suivante:

- Par rapport à la sécurité des installations, des progrès de nature qualitative dans le domaine des réacteurs à fission « évolutionnaires » sont peu probables. Toutefois, une série d'améliorations fondamentales sont prévisibles dans le cas de quelques réacteurs avancés (y compris les réacteurs « innovateurs »), même si la preuve de l'absence de risque de catastrophe n'a pas été fournie jusqu'à présent. Sous l'aspect de la sécurité technique, ce sont les systèmes dont le moment de réalisation prévu est le plus lointain qui affichent les caractéristiques les plus intéressantes. En particulier, ceci est valable dans le cas de la fusion.
- Aucun des systèmes considérés ne résoud véritablement le problème de l'impact à long terme des déchets nucléaires, si l'on pose la condition stricte exigeant qu'un entreposage de ces déchets sur une échelle de temps géologique ne doit pas avoir cours. De ce point de vue, seulement des systèmes sous-critiques assistés par accélérateur qui visent à une réduction importante de la durée de stockage sont intéressants. Cependant, il faut savoir que ces concepts reposent sur un retraitement dispendieux du combustible. La fusion pourrait conduire à une réduction importante — et d'une nature qualitative — de l'impact à long terme des déchets, si une réalisation correspondante devient possible. Ceci, évidemment, n'aurait aucune conséquence pour les déchets nucléaires existants.
- L'introduction des systèmes nucléaires avancés n'éliminerait pas le problème de la prolifération. Pourtant, le développement et l'introduction sur le marché de certains systèmes à fission ou de certains combustibles (p. ex. le HTR ou le RTR, respectivement) réduirait ce risque d'une manière quantitative et qualitative. L'attractivité des concepts sous-critiques assistés par accélérateur pour réduire les risques de prolifération dépend en grande mesure des questions liées au retraitement des combustibles restées en suspens. De plus, l'emploi d'un accélérateur et de ses dispositifs associés permet de produire des matériaux nucléaires à usage militaire d'une manière rapide et effective. La fusion deuterium-tritium basée sur le concept de confinement magnétique transfère le problème de la prolifération vers le tritium — un élément qui n'est actuellement pas en tête sur la liste des matériaux concernés par la prolifération nucléaire.

Une fois décrit le niveau des connaissances scientifiques sur les systèmes nucléaires avancés, il convient de s'interroger comment celui-ci peut être évalué dans le cadre d'une étude TA de large

envergure. Les sept aspects de la grille d'analyse utilisée dans ce travail sont discutés (dans cette perspective) dans le chapitre 5.2. On observe ainsi que pour certains aspects de l'analyse, comme par exemple la sécurité des installations et la rentabilité économique, une évaluation ne sera possible que lorsque les systèmes correspondants seront réalisés et lorsque l'on aura acquis suffisamment d'expérience à leur rencontre. Cela implique que le niveau actuel des connaissances scientifiques n'est pas suffisant pour en tirer des conclusions solides. Par conséquent, une évaluation sur la base de ces critères nécessite des extrapolations, ce qui introduit des aspects subjectifs inévitables. Pour d'autres aspects de la grille d'analyse, comme par exemple les risques de prolifération, l'impact à long terme des déchets nucléaires et les perspectives de réalisation, les inconnues sont moins importantes. A partir du niveau actuel des connaissances scientifiques et à travers une estimation des buts connus, des interdépendances et des conséquences associées, on peut arriver à des conclusions solides par rapport des systèmes considérés. Une telle évaluation est cependant plus problématique lorsque l'on considère les problèmes de réalisation d'ordre technologique pour les projets à long terme, tels que la fusion. Dans ce cas, les extrapolations nécessaires conduiraient probablement à des discussions controversées.

Le rapport tente ainsi d'identifier des lacunes scientifiques qui devraient être comblées pour une évaluation ultérieure. Des études TA prospectives portant sur les technologies en développement doivent être considérées comme un processus qui profite des expériences accumulées lors de la préparation et l'opération des technologies existantes. De plus, ce processus cherche à estimer les potentiels démontrables ou (encore) non-démonstrables des technologies considérées, sans prétendre à formuler des conclusions définitives. Les études TA ne peuvent donc que décrire et évaluer la situation qui se présente et les perspectives des projets en développement. Leurs résultats peuvent être rendus obsolètes par le progrès de la recherche et du développement. Dans ce contexte, la mise en évidence et, éventuellement, le comblement des lacunes scientifiques sont d'une importance capitale. L'une et l'autre augmentent les chances de pouvoir procéder à des évaluations prospectives.

En conclusion, il n'y a donc pas d'obstacles apparents pour des études TA plus approfondies sur les systèmes nucléaires avancés. Leur réalisation est alors recommandée. Pourtant, dans ce cas là, il nous paraît souhaitable, voire nécessaire, d'élargir considérablement la grille d'analyse définie au chapitre 3. Par conséquent, nous proposons dans l'annexe I une grille de critères élargie. Celle-ci devrait d'abord servir à une analyse détaillée des systèmes nucléaires avancés, puis à leur évaluation, et finalement à un « aménagement » actif des différentes options techniques. Sur la base de ce constat, l'annexe II contient des recommandations pour des études TA plus approfondies sur les systèmes nucléaires avancés.

## Executive Summary

Currently used nuclear energy systems hold a share of about 18% of the world electric power production. New environmental and energy framework policies are being globally discussed for the aspired post-fossil era of the energy sector. The question of the selection of appropriate technology lines for a sustainable energy supply has to be already posed today to this end. It has to be clarified what role nuclear energy systems shall play within this context.

On one side, the risks which have been associated with the currently used nuclear fission reactors have led to acceptance problems in the general public and increasingly so in certain fields of politics. On the other side, a few improved designs for nuclear fission reactors, whose developers attribute advantages over nuclear technology used so far, are being pushed forward on an industrial basis. Other reactor concepts which follow the line of nuclear fission reactors, have not been brought to technical maturity yet. Apart from that, new kinds of nuclear energy systems are being researched, which although they are only going to attain energy economical relevance in a few decades, nevertheless are being presented by their developers as promising alternatives to the so far known fission reactor lines. A few of the developments which have been started decades ago in the direction of fusion reactors and newer research projects which aim at accelerator driven systems (ADS) are part of them.

A thorough and public debate should be able to be held on these developments in the area of advanced nuclear systems. This demand gains a special topicality for Switzerland by the decision of the Swiss Federal Council of October 21, 1998 to draft a nuclear energy law. Among other things, the facultative referendum for possibly planned new nuclear reactors is supposed to be introduced by this law. In order to allow the possibility of a substantiated public discussion equally sought by the executive, it is important to make the potentials of these technologies transparent by as far as they can be anticipated today, especially regarding an environmentally sound and future oriented energy supply. The fields of persisting problems have to be concurrently identified, for example in the fields of environmental, safety and proliferation risks.

The task of this review study is, apart from providing an overview of the developments in the field of the various advanced nuclear systems, to create the basis for more comprehensive studies of technology assessment and to determine, how such studies could be tackled. It is supposed to become clearer which technological developments are worthy of more detailed examination and under which circumstances this could be done. The review study presented here has substantially the character of a literary study, which presents and evaluates the state of the debate, as far as possible, on the basis of the already existing technology assessment studies.

After an introductory chapter, chapter 2 gives an overview of the concepts for advanced nuclear systems pursued worldwide, which are subdivided into eight subgroups. From a total of 57 system concepts, which were included in the consideration (summarized in table 1), 11 representative reactor design, respectively research or development projects are selected (one or two for each subgroup) for further examination (see table).

1. "Evolutionary" light water reactors (LWR) of high power output (> approx. 1000 MW):	European Pressurized water Reactor (EPR)
2. Advanced light and heavy water reactors of medium power (100-600 MW):	a) „Advanced Passive“ PWR - AP600 b) CANDU-3 (Canadian Deuterium Uranium Reactor)
3. "Innovative" reactors:	a) PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) b) High Temperature Reactor Module (HTR-Module)
4. Liquid metal-cooled reactors (Liquid Metal Reactor – LMR):	PRISM (Power Reactor Inherently Safe Modul)
5. Heating reactors:	Gas cooled heating reactor (GHR)
6. Further concept proposals for fission reactors:	Radkowsky-Thorium-Reactor (RTR)
7. Accelerator driven/hybrid systems (ADS):	a) Energy Amplifier (EA) b) Accelerator-driven Transmutation of Waste (ATW)
8. Fusion:	Magnetic confinement fusion (ITER-path)

A coarse examination raster (set pattern) is developed in chapter 3 which is, by selection of seven aspects, supposed to enable a more detailed examination of the selected systems as they are discussed in the literature. This study does not exclusively focus on enhanced safety features. Further aspects are also taken into consideration, like the lowering of the proliferation risk (spread or further development of nuclear weapons), the enhancement of the economic competitiveness of the facilities and new usage possibilities (for instance concerning the relaxation of the waste disposal problem or the usage of alternative fuels to uranium). The question about the expected time span for realization and the discussion about the obstacles on the way to a commercially usable reactor also play a substantial role as well as disposal requirements as far as they can be presently recognized. Corresponding characteristics of a currently common pressurized water reactor (PWR) are additionally given for reference purposes.

Following that, the representatively selected concepts within the eight subgroups are being subjected to a more detailed examination in chapter 4. In this central chapter, it is attempted to gather and sort substantial facts, based on the existing literature, which make the level of scientific knowledge concerning nuclear systems describable. Personal judgements were avoided by as far as possible. The documentation of the project runners themselves is, depending on their availability, evaluated as well as existing technology assessment studies and expert opinions. In a few cases where this appears to be necessary, according technical literature, further policy advisory reports, expert statements as well as other relevant sources are taken into account. Contradictions, different assessments and dissents in the literature as well as a few unsettled questions are thus indicated.

A comparison of the findings from the preceding analysis is made in chapter 5. It has to be stated at first, that it is not at all the case, that a vast TA literature is available on the nuclear systems which are close to realization, but rather for the concept which lies the farthest in the future, namely that of fusion.

Table 2 gives an overview of the eleven examined representative systems. Only a part of the system-specific in chapter 4 collected facts can be reproduced in this table. The given information is extensively oriented on the PWR reference system (see chapter 3.2). A rough comparison of the systems by means of the seven aspects of the examination raster is thus possible.

Although it is not the task of this study to perform a judging comparison of the representatively selected advanced nuclear systems, a first interpretation is nevertheless being made (chapter 5.1).

page XI

is missing

in the original document

the employed examination raster. It is a general rule, that an enduring evaluation of some of these aspects, like operational safety and economy, only becomes possible when corresponding nuclear systems have already been realized and sufficient operational experience has been acquired. This means, that the current level of scientific knowledge is not sufficient to come to a supportable conclusion. Extrapolations, which are always going to be subjectively biased, from the present state to the envisioned state are necessary. This is much less the case for other aspects of the examination raster, such as proliferation risks, disposal and realizability perspectives. Enduring evaluations regarding the potentials of the aspired technological concepts are possible here, at least in many cases and on the basis of present scientific knowledge and by assessment of the known goals, interdependences and consequences. This has to be substantially limited for the assessment of the technologically dominated realization problems of those projects which lie far in the future, such as fusion. Extrapolations would here be likewise necessary, which would expectably lead to controversial discussions.

First attempts are being made to identify those knowledge gaps relevant for assessment. Prospective TA studies for not yet realized technologies — and those would concern the analysis and assessment of advanced nuclear systems — are to be understood as a process which profits from accumulated experience from similar or related technologies and which seek to assess the evidential or not (yet) evidential potentials of the examined technologies without allowing for conclusive judgements. They can only describe and evaluate the current state of affairs and the prospectives of the development projects which can always be surpassed by the advancement of research and development. The identification and, where applicable, the closure of knowledge gaps are of outstanding importance here. Both promotes the possibility of prospective assessments.

We make the conclusion, that we do not see any basic obstacles for more comprehensive TA studies. Their conduction is to be recommended. A significant extension of the examination raster as defined in chapter 3 appears to be indicated for subsequent TA studies on advanced nuclear systems. We therefore suggest an extended raster of criteria in addendum I, which is supposed to be suitable at first for the detailed examination, then for assessment and finally for the shaping of the various feasible scientific-technical options, where applicable. A basis for more detailed studies on advanced nuclear systems is created thereby. Addendum II features according suggestions.

## 1 Ausgangslage und Aufbau der Studie

Nukleare Energiesysteme haben bislang im weltweiten Maßstab einen begrenzten Beitrag zur Energieversorgung geleistet (18% weltweiter Stromanteil, 7% weltweiter Primärenergieanteil). In einigen industrialisierten Ländern — insbesondere in Westeuropa — ist allerdings der Beitrag zur jeweiligen nationalen Stromproduktion aus Kernspaltreaktoren recht hoch (in der Schweiz 40,6%) [IAEA 1998, 52]. Auch in diesen Ländern ist zwischenzeitlich der Zubau weiterer Reaktoren nahezu zum Stillstand gekommen. Die in den sechziger und siebziger Jahren ans Netz gegangenen Reaktoren werden zu einem großen Teil in den ersten zehn bis fünfzehn Jahren des nächsten Jahrhunderts das Ende ihrer Lebensdauer erreichen.

Gleichzeitig ist die umweltpolitische Debatte nach dem im Jahre 1992 in Rio de Janeiro durchgeführten UN-Gipfel über Umwelt und Entwicklung weltweit intensiviert worden. Der global eingeforderte Klimaschutz macht energiepolitische Umsteuerungen nötig, die bereits innerhalb der nächsten zwei Jahrzehnte Ergebnisse zeitigen, welche sich auf eine Reduktion von Treibhausgasen auswirken, die anthropogen an die Umwelt abgegeben werden. Weiterhin muß langfristig Vorsorge für eine Energieversorgung in einer nach-fossilen Ära getroffen werden.

Energie- und umweltpolitisch erhebt sich in dieser Situation die Frage, auf welche technologischen Neuerungen bei zukünftigen Investitionen gesetzt werden soll. Sollen dabei allein traditionelle Wirtschaftlichkeitskriterien ausschlaggebend sein? Ist eine Kontinuität im nuklearen Sektor anzustreben? Kann ein „Fadenriß“ für einige nukleare Systeme in Kauf genommen werden? Erscheinen neuartige Nuklearsysteme attraktiv? Sollte eine strukturelle Veränderung des Energie- und Strommarktes bei Abkehr von nuklearen Technologien und gleichzeitiger Förderung schadstoffarmer Energiekonzeptionen erreicht werden? Forschungs- und technologiepolitisch stellt sich die Frage, inwieweit parallele Forschungs- und Entwicklungsprogramme bei knapper werdenden finanziellen Ressourcen rechtzeitig zum Erfolg geführt werden können. Ist eine Fokussierung auf einige wenige erfolgversprechende Forschungs- und Technologieprogramme notwendig, die gesellschaftlich akzeptable Ergebnisse zeitigen können?

Einerseits haben Sicherheits-, Umwelt-, Proliferations- und Nachsorgerisiken, die mit bislang genutzten Kernspaltreaktoren assoziiert werden, zu Akzeptanzproblemen in der Öffentlichkeit und zunehmend auch in der Politik geführt. Andererseits werden zur Zeit einige Weiterentwicklungen für nukleare Spaltreaktoren auf industrieller Basis vorangetrieben, denen die Entwickler Vorteile gegenüber bislang genutzter Technologie zuschreiben. Andere Reaktorlinien, die auf der Spaltreaktorentwicklung aufbauen, sind bislang noch nicht zur technischen Reife geführt worden. Daneben werden neuartige nukleare Energiesysteme erforscht, die zwar erst in einigen Jahrzehnten energiewirtschaftliche Relevanz erreichen könnten, von ihren Entwicklern jedoch als erfolgversprechende Alternativen zu bisher bekannten Spaltreaktorlinien vorgestellt werden. Dazu zählen insbesondere einige bereits vor Jahrzehnten begonnene Entwicklungen in Richtung auf Fusionsreaktoren und neuere Forschungsprojekte, die beschleunigergetriebene Systeme (Accelerator Driven Systems, ADS) anvisieren.

Über diese Entwicklungen im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme sollte frühzeitig eine sorgfältige und öffentliche Debatte geführt werden können. Diese Forderung bekommt für die Schweiz besondere Aktualität durch den Beschluß des Schweizerischen Bundesrates vom 21. Oktober 1998, ein Kernenergiegesetz erarbeiten zu wollen. Durch dieses Gesetz soll u. a. das fakultative Referendum für etwaig geplante neue Kernkraftwerke eingeführt werden.<sup>1</sup> Damit eine

---

<sup>1</sup> Pressemitteilung „Energiepolitische Weichenstellungen“ des Eidgenössischen Department für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation vom 22.10.1998.

auch von der Exekutive gewollte fundierte öffentliche Diskussion möglich werden kann, ist es wesentlich, die Potentiale dieser Technologien — soweit sie bereits heute antizipierbar sind — insbesondere im Hinblick auf eine umwelt- und zukunftsverträgliche Energieversorgung transparent zu machen. Gleichzeitig müssen auch verbleibende Problemfelder identifiziert werden, beispielsweise in den Bereichen Umwelt-, Sicherheits- und Proliferationsrisiken.

Nur für einen Teil der relevanten Technologielinien, welche sich partiell noch im Forschungsstadium befinden, sind bereits in der Vergangenheit ausführliche TA-Studien erarbeitet worden, die einen öffentlichen Diskurs vorbereiten helfen. Die Aufnahme von Einzelaussagen, die von Entwicklern und ihren Institutionen selbst stammen, in die öffentliche Debatte ist nicht hinreichend. Es ist von spezifischen Dissensen auch innerhalb der Experten auszugehen. Letztlich ist ein Vergleich der vorgeschlagenen Technologielinien auf der Basis von Ziel- und Wertkriterien anzustreben, die sachgerecht entwickelt werden müssen. Eine vergleichende Bewertung auf der Metaebene „umwelt- und sozialverträgliche Energiesysteme für die Zukunft“ wäre langfristig anzustreben.

Im Rahmen dieser Review-Studie sollen fortgeschrittene Nuklearsysteme betrachtet werden. Dies macht insbesondere Sinn, da nicht davon auszugehen ist, daß die gegenwärtig in Betrieb befindlichen Typen von nuklearen Leistungsreaktoren die Basis bilden werden für einen weiteren Ausbau der Kernenergie oder für Ersatzinvestitionen, die bereits in den nächsten 10–20 Jahren möglicherweise zu tätigen sein könnten. Im Sinne der hier vorgelegten Studie sind daher fortgeschrittene Systeme solche, die sich deutlich vom heute gängigen Design von Kernreaktoren unterscheiden.

Die Richtung der Zielforderungen und Designüberlegungen, die von Entwicklern und Genehmigungsbehörden im Hinblick auf verbesserte Sicherheitsanforderungen besprochen werden, sind im Technical Document 801 „Development of safety principles for the design of future nuclear power plants“ der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) vom Juni 1995 niedergelegt [IAEA 1995a]. Auch wenn sich die dort präzisierten Grundsätze erst in den Genehmigungsprozeduren weniger Länder widerspiegeln, gehen wir davon aus, daß sie die künftige Entwicklung vorzeichnen.

Die Blickrichtung dieser Studie bezieht sich nicht ausschließlich auf eine Beachtung von verbesserten Sicherheitsmerkmalen. Weitere Aspekte, wie die Verringerung des Proliferationsrisikos (Weiterverbreitung oder Weiterentwicklung von Kernwaffen), die Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der Anlagen und neue Einsatzmöglichkeiten (beispielsweise was die Entschärfung der Nachsorgeproblematik oder die Nutzung von Brennstoffen alternativ zu Uran angeht) werden ebenfalls berücksichtigt. Auch spielt die Frage des zu erwartenden Realisierungszeitraums und die Diskussion der Hindernisse auf dem Weg zu einem kommerziell nutzbaren Reaktor sowie die heute ersichtlichen Nachsorgeerfordernisse eine wesentliche Rolle.

Auftrag dieser Review-Studie ist erstens die Erarbeitung eines Überblicks über die Entwicklungen im Bereich der verschiedenen fortgeschrittenen Nuklearsysteme als Basis für weitergehende TA-Studien. Zweitens soll geklärt werden, ob es Sinn macht, solche Studien in Angriff zu nehmen, und wenn ja, wie dies geschehen könnte. Es soll dabei auch deutlicher werden, welche technologischen Entwicklungen es verdienen, genauer untersucht zu werden, und unter welchen Bedingungen dies geschehen kann.

Die hier vorgelegte Review-Studie hat im wesentlichen den Charakter einer Literaturstudie, die den Stand der Debatte (soweit möglich auf der Basis von vorhandenen Studien des Technology Assessment) sichtet und interpretiert. Gemäß des Kontraktes mit dem TA-Programm des Schweizerischen Wissenschaftsrates ist die Studie folgendermaßen gegliedert:

## Aufbau der Studie

Zunächst wird im Kapitel 2 ein Überblick der weltweit verfolgten Designkonzepte für fortgeschrittene Nuklearsysteme gegeben, die dabei in acht Untergruppen eingeteilt werden. Aus dieser Fülle von Reaktorentwürfen und Konzepten, die in Tabelle 1 aufgeführt sind, werden insgesamt 11 repräsentative Entwürfe bzw. Forschungs- und Entwicklungsprojekte (je 1–2 pro Untergruppe) für die weitere Betrachtung ausgewählt.

In Kapitel 3 wird ein grobes Betrachtungsraaster entwickelt, das durch Auswahl von sieben Aspekten eine eingehendere Untersuchung der ausgewählten Systeme, wie sie in der Literatur diskutiert werden, möglich machen soll. Zusätzlich werden als Vergleichsmaßstab entsprechende Charakteristika eines heute gebräuchlichen großen Druckwasserreaktors angegeben.

Daran anschließend werden in Kapitel 4 die innerhalb der acht Untergruppen repräsentativ ausgewählten Konzepte einer eingehenderen Betrachtung unterzogen. Hier werden, so weit zugänglich, vorrangig Darstellungen der Projektbetreiber selbst, TA-Studien und Gutachten ausgewertet. Dabei werden auch Widersprüche, unterschiedliche Bewertungen und Dissense in der Literatur, sowie einige offene Fragen benannt.

In Kapitel 5 erfolgt ein Vergleich der Ergebnisse der vorausgegangenen Betrachtung, der in Tabelle 2 überblicksartig zusammengefaßt wird. Eine Einschätzung des vorhandenen Wissensstandes hinsichtlich der Erfolgsaussichten weitergehender TA-Untersuchungen wird gegeben. Wissenslücken werden knapp diskutiert und eine vorsichtige Interpretation des Entwicklungsstandes im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme vorgenommen.

Anhang I enthält den Entwurf für ein weiter ausgearbeitetes Kriterienraaster, das geeignet sein soll, zukünftige eingehendere Analysen zu leiten. Damit soll die Grundlage für vergleichende Bewertungen in einer stärker problem- als technikorientierten, sowie vorausschauenden TA-Untersuchung gelegt werden. Darüber hinaus könnte angelehnt an dieses Raster die Gestaltung der Technologieentwicklung unterstützt werden.

In Anhang II werden Empfehlungen für weitergehende Untersuchungen gegeben.

In Anhang III.1 werden häufig verwendete Begriffe der Reaktortechnologie erläutert, um dem nicht vorgebildeten Leser das Verständnis zu erleichtern. Anhang III.2 führt überblicksartig in den Zusammenhang von Nuklearenergienutzung und Proliferationsgefahren ein, da dieser Aspekt in der schweizer Diskussion immer noch eine untergeordnete Rolle zu spielen scheint. Anhang III.3 nennt Befragungen und Besuche weiterer Experten.

Wir hoffen, mit dieser Review-Studie einen Beitrag zu einer breiteren und offenen Debatte über fortgeschrittene Nukleartechnologien leisten zu können.

## 2 Fortgeschrittene Nuklearsysteme: Überblick und Vorauswahl

### 2.1 Einleitung

Wichtiges Auswahlkriterium für die in die Untersuchung einzubeziehenden neuen Reaktorkonzepte ist, daß sie sich deutlich von derzeitigen Reaktorsystemen unterscheiden. Mit „deutlich“ ist gemeint, daß sich in mindestens einem bedeutenden technischen Merkmal wesentliche Unterschiede zeigen, die außerdem so groß sind, daß in diesen Unterschieden im allgemeinen, zumindest von den Entwicklern oder Herstellern, ein wichtiger Vorteil gegenüber heutigen Reaktoren gesehen wird. Die zu betrachtenden Konzepte existieren, was ihre konkrete Ausgestaltung angeht, in den meisten Fällen erst auf dem Papier, und es sind in der Regel noch keine speziellen Prototypen in Bau oder Betrieb. Dennoch sollten die Planungen bereits so konkret sein, daß die Eigenschaften ihrer wesentlichen Merkmale gemäß dem in Kapitel 3 eingeführten Betrachtungsraaster bekannt, beschreibbar (und bewertbar) sind. Dies bringt die Schwierigkeit mit sich, daß der Detaillierungsgrad je nach Entwicklungsstadium und Planungshorizont unterschiedlich ist und damit die Vergleichbarkeit erschwert wird. Diese Schwierigkeit muß aber in Kauf genommen werden, wenn man nicht an verschieden weit entwickelte Konzepte unterschiedliche Kriterien anlegen will. Der Stand der Konzeptrealisierung und der Realisierungszeitraum werden daher als ein eigenes Merkmal im Betrachtungsraaster (siehe Kapitel 3) eingeführt werden.

Ein weiteres Auswahlkriterium für die Reaktorkonzepte ist das Potential, einen wesentlichen Beitrag zur nuklearen Energieversorgung leisten zu können. Anders geartete Konzepte werden als nicht relevant eingestuft. Systeme, die in keinem ersichtlichen Zusammenhang mit der nuklearen Energieerzeugung stehen, werden nicht betrachtet. Reine Forschungsreaktoren einschließlich Reaktoren für medizinische Anwendungen werden ausgeschlossen. Es handelt sich bei diesen Reaktoren um Einzelanfertigungen oder Anlagen in geringer Stückzahl mit niedrigen Leistungen. Ihre möglichen Beiträge zu Aufgaben im Rahmen der nuklearen Energieerzeugung können als vernachlässigbar eingestuft werden. Bereits serienmäßig eingeführte Reaktorkonzepte (das bedeutet, es existieren bereits mehrere fertige oder im Bau befindliche Anlagen) werden ebenfalls nicht betrachtet. Ein Reaktorkonzept wird in der Regel nur dann als neues Konzept im Sinne dieser Studie eingestuft, wenn es sich noch in der Planungsphase befindet und bislang keine Betriebserfahrungen, auch nicht mit vergleichbaren Anlagen, vorhanden sind.

Aufgrund der Vielfalt von verschiedenen Konzepten für fortgeschrittene Reaktorsysteme ist es zweckmäßig, diese in eine überschaubare Anzahl von Gruppen einzuteilen. Die Definition der Technologiegruppen erfolgt so, daß möglichst alle den oben genannten Auswahlkriterien genügenden Konzepte in diese Gruppen eindeutig eingeordnet werden können. Die Einteilung orientiert sich dabei — auch begrifflich — möglichst an in der Literatur bereits verwendeten Technologiegruppen, um die Vergleichbarkeit mit anderen Untersuchungen zu erleichtern (z. B. [PSI

1996]).<sup>2</sup> Eine vollständige Liste der in die Studie einbezogenen Konzepte findet sich in Tabelle 1. In dieser Tabelle sind die ausgewählten fortgeschrittenen Reaktorkonzepte, aufgeteilt nach Technologiegruppen, unter Angabe von Hersteller oder Entwickler und dem Entwicklungsland einzeln aufgeführt. Die wesentlichen Merkmale, die die Eingruppierung der Konzepte mitbestimmen, wie Reaktortyp, Leistung und technische Neuerungen/Besonderheiten, sind in Stichworten angeführt. Der Realisierungsstand/Planungsstand gibt eine erste Einschätzung über den Entwicklungsstand des jeweiligen Konzeptes. Alle diese 57 Konzepte wurden bei der Vorauswahl berücksichtigt.

Eine ausführliche Darstellung der Konzeptgruppen erfolgt im nächsten Abschnitt. Die einzelnen Konzeptgruppen werden charakterisiert und entsprechende Beispiele angeführt. Im Anschluß an die Gruppeneinteilung werden aus jeder Gruppe ein bis zwei repräsentative Vertreter ausgewählt, die innerhalb einer Gruppe dadurch herausragen,

- daß der bisher geleistete Aufwand für Forschung und Entwicklung (FuE) besonders bemerkenswert,
- die zeitliche Nähe zur Realisierung des Konzepts besonders hoch,
- oder in mindestens einem Kriterium des in Kapitel 3 eingeführten Bewertungsraster ein wesentlicher Fortschritt zu erwarten ist.

Die ausgewählten Konzepte werden in Kapitel 4 gemäß dem Betrachtungsraster untersucht. Damit entfällt die Notwendigkeit, jedes einzelne Konzept im Detail zu untersuchen, was zu unververtretbarem Aufwand und zu unnötiger Unübersichtlichkeit geführt hätte.

---

<sup>2</sup> Die Studie des Paul Scherrer Instituts [PSI 1996], die im Auftrag des Bundesamtes für Energiewirtschaft erstellt wurde, ist im Kern eine vergleichende Bewertung von acht ausgewählten fortgeschrittenen nuklearen Systemen. Als wichtigste Kriterien für die Bewertung wurden dabei benannt: Reaktorsicherheit, Menge und Toxizität der radioaktiven Abfälle, Wirtschaftlichkeit und betriebliche Aspekte. In Abgrenzung dazu bemüht sich die hier vorgelegte Übersichtsstudie zunächst um die Sichtung der Literatur zu fortgeschrittenen Nuklearsystemen unter besonderer Berücksichtigung von elf repräsentativ ausgewählten Konzepten. Deren Eigenschaften werden anhand eines hier entwickelten Betrachtungsrasters untersucht und es werden zusammenfassende Erkenntnisse daraus abgeleitet. Anstatt ad hoc eine vergleichende Bewertung vorzunehmen, wird ein Satz von Kriterien zur Bewertung fortgeschrittener Nuklearsysteme ausgearbeitet und entsprechende Empfehlungen für weitergehende TA-Studien zum Vorschlag gebracht.

### Tabelle 1: Übersicht über betrachtete Reaktorkonzepte

Die folgende Tabelle 1 gibt eine Übersicht über die ausgewählten fortgeschrittenen Reaktorkonzepte, aufgeteilt nach Technologiegruppen. Die Angaben zu den einzelnen Konzepten sind [OECD 1991], [IAEA 1996b], [IAEA 1997a,b], Zeitschriften wie Nucleonics Week und Atomwirtschaft, sowie weiteren Berichten entnommen. Sofern zu einzelnen Punkten in den Unterlagen keine aussagekräftigen Angaben gefunden wurden, sind die entsprechenden Zellen in der Tabelle leer. Die einzelnen Spalten der Tabelle 1 enthalten folgende Angaben:

#### 1. Spalte: Bezeichnung

In dieser Spalte sind die jeweiligen Technologiegruppen angegeben, sowie die Bezeichnungen der einzelnen Reaktorkonzepte, so wie sie in der Literatur angeführt sind. Konzepte, die in Kapitel 4 ausführlicher dargestellt werden, sind in der Tabelle durch *fette kursive Schrift* der Konzeptbezeichnungen gekennzeichnet.

#### 2. Spalte: Reaktortyp

In dieser Spalte sind die Kurzbezeichnungen der den Konzepten zugrundeliegenden Reaktortypen angegeben.

- ADS - Accelerator Driven Systems (beschleunigergetriebene Systeme)
- DWR - Druckwasserreaktor
- HTR - Hochtemperaturreaktor
- LMR - Liquid Metal Reaktor (flüssigmetallgekühlter Reaktor)
- LWR - Leichtwasserreaktor
- MSR - Molten Salt Reactor (Salzschmelzereaktor)
- PHWR - Pressurized Heavy Water Reaktor (schwerwassermoderierter, schwerwassergekühlter Druckwasserreaktor)
- SWR - Siedewasserreaktor

#### 3. Spalte: Leistung

In dieser Spalte wird jeweils die Leistung der Systeme angegeben. Bezieht sich die Angabe in dieser Spalte auf elektrische Leistungen, z. B. bei Konzepten zu stromerzeugenden Reaktoren, so erfolgt die Leistungsangabe in der Einheit MWe. Entsprechend lautet die Einheit bei der Angabe thermischer Leistungen MWth, z. B. bei Konzepten zu Heizreaktoren.

#### 4. u. 5. Spalte: Hersteller / Entwickler und Land

In diesen beiden Spalten sind die Hersteller bzw. die Entwickler des Reaktorkonzeptes angegeben, sowie das Entwicklungsland in dem das Konzept hauptsächlich entwickelt wird.

#### 6. Spalte: Technische Neuerungen / Besonderheiten

Hier sind technische Neuerung oder Besonderheit, die das jeweilige Konzept auszeichnen, in wenigen Stichworten angeführt. Die Angaben in dieser Spalte beruhen im wesentlichen auf Darstellungen der Hersteller/Entwickler oder auf Darstellungen in Reports oder in technischen Dokumentationen, wie sie beispielsweise von der OECD oder von der IAEA erstellt wurden.

#### 7. Spalte: Entwicklungsphase

In dieser Spalte ist die aktuelle Phase des Konzeptes angegeben, so wie sie sich in der Literatur darstellt. Soweit möglich orientieren sich die Bezeichnungen der Konzeptphasen an den Definitionen gemäß [IAEA 1997c, 19] (vgl. Kapitel 3.1.7).

Bezeichnung	Typ	Leistung	Hersteller / Entwickler	Land	Technische Neuerungen / Besonderheiten	Entwicklungsphase
<b>1. „Evolutionäre“ Leichtwasserreaktoren hoher Leistung (&gt; ca. 1000MW)</b>						
APWR	DWR	1300 MWe	Westinghouse, Mitsubishi	USA, J	Verbesserte Zuverlässigkeit der Komponenten	conceptual design
EP 1000	DWR	1000 MWe	Westinghouse, Genesi	USA, I, EUR	Große Wasservolumen, niedrige Leistungsdichte, passive Kern- und Containmentkühlsysteme	conceptual design
<i>EPR</i>	DWR	1750 MWe	NPI	D, F	Verbesserte Zuverlässigkeit der Komponenten; Auffang- und Kühlvorrichtung für Kern- schmelze	basic design abge- schlossen, Optimie- rungsphase abge- schlossen
KNGR	DWR	1350 MWe	Korea Electric Power Group	Korea	Vereinfachung von Konstruktion, Betrieb und Wartung bei verbes- serten Sicherheitseigenschaften	basic design
Sizewell C	DWR	1250 MWe	NNC	UK	Vereinfachung von Betrieb und Wartung; verbesserte Technik	conceptual design
System 80+	DWR	1350 MWe	ABB Comb- ustion Engi- neering	USA	Vereinfachung von Konstruktion, Betrieb und Wartung bei verbes- serten Sicherheitseigenschaften	detailed design
WWER-1000 (V-392)	DWR	1000 MWe	Gidropress	RUS	Verbesserte Sicherheitseigenschaften durch Einsatz neuester Technik; großes Kühlreservoir; günstige Bedingungen für Naturumlauf des Kühlmittels	basic design
ABWR	SWR	1300 MWe	GE, Hitachi, Toshiba	USA, J	Höhere Verfügbarkeit, Zuverlässig- keit und Sicherheit; Kühlvorrich- tung für Kernschmelze	in Betrieb (Japan)
BWR 90	SWR	1200 MWe	ABB Atom	S	Höhere Verfügbarkeit, Zuverlässig- keit und Sicherheit; Kühlvorrich- tung für Kernschmelze	zwischen basic design und detailed design
ESBWR	SWR	1350 MWe - 1400 MWe	GE	USA und weitere 6 Länder	Große Wasservolumen; Vereinfach- ung der Konstruktion; Auffang- und Kühlvorrichtung für Kern- schmelze; Verstärkter Einsatz passiver Systeme	conceptual design
SWR 1000	SWR	1000 MWe	Siemens	D	Verstärkte Nutzung passiver Si- cherheitsmerkmale	zwischen conceptual und basic design
<b>2. Leicht- und Schwerwasserreaktoren mittlerer Leistung (100–600 MW)</b>						
<b>a) Leichtwasserreaktoren</b>						
AC-600	DWR	600 MWe	CNNC	China	Vereinfachung der Auslegung, Verbesserung passiver Sicherheitssy- steme, geringe Leistungsdichte	conceptual design
<i>AP-600</i>	DWR	600 MWe	Westinghouse	USA	Verstärkter Einsatz passiver Sicher- heitssysteme; Naturumlauf des Kühlmittels	basic design abge- schlossen
MS-600 (MSPWR)	DWR	600 MWe	Mitsubishi	Japan	Verstärkter Einsatz passiver Sicher- heitssysteme; Naturumlauf des Kühlmittels	conceptual design abgeschlossen
WWER-500	DWR	500 MWe	Hydropress	RUS	Verbesserung der technischen Ausrüstung und Optimierung der Sicherheitssysteme	
QP 300	DWR	300 MWe	CNNC	China	Vereinfachung der Auslegung, Verbesserung passiver Sicherheitssy- steme	detailed design
SWR 600	SWR	600 MWe	Siemens	D	Verstärkter Einsatz passiver Systeme zur Nachwärmeabfuhr und Con- tainmentkühlung; Auffang- und Kühlvorrichtung für Kernschmelze	conceptual design
SBWR 600	SWR	600 MWe	GE	USA	Verstärkter Einsatz passiver Sicher- heitssysteme, Naturumlauf des Kühlmittels	basic design abge- schlossen
SBWR 200	SWR	200 MWe	Siemens	D	Verstärkter Einsatz passiver Sicher- heitssysteme, Naturumlauf des Kühlmittels	zwischen basic und detailed design

Bezeichnung	Typ	Leistung	Hersteller / Entwickler	Land	Technische Neuerungen / Besonderheiten	Entwicklungsphase
HSBWR	SWR	600 MWe	Hitachi	J	Verstärkter Einsatz passiver Sicherheitssysteme, Naturumlauf des Kühlmittels	conceptual design
b) Schwerwasserreaktoren						
<u>CANDU 3</u>	PHWR	450 MWe	AECL	CDN	Verbesserte Sicherheit durch geringere Anzahl von Komponenten; Naturumlauf des Kühlmittels im Moderatortank; Brennstoff Natururan	detailed design wird erstellt
PHWR	PHWR	220 MWe / 500 MWe	NPCIL	Indien	Große Kühlmittelmengen; vereinfachte Auslegung; Einsatz passiver Systeme	detailed design weit fortgeschritten
3. „Innovative“ Reaktoren						
a) LWR						
ISIS	DWR	205 MWe / Modul	Ansaldo Spa.	I	Passives Abschaltssystem über einen boriierten Wasserpool; passive Wärmeabfuhr; große Kühlkapazitäten	conceptual design abgeschlossen
JPSR	DWR	630 MWe	JAERI	J	Passive Wärmeabfuhr; große Kühlkapazitäten; rascher Leistungsabfall bei Störfällen	conceptual design wird erstellt
<u>PIUS</u>	DWR	640 MWe	ABB Atom	S	Passives Abschaltssystem über einen boriierten Wasserpool; passive Wärmeabfuhr; große Kühlkapazitäten	zwischen conceptual design und basic design
SPWR	DWR	600 MWe	JAERI	J	Kompletter Primärkreis im Druckbehälter; Druckbehälter im Wasserbad; passives Abschaltssystem; passive Wärmeabfuhr	conceptual design
WPBER-600	DWR	630 MWe	OKBM	RUS	Passive Wärmeabfuhr, Naturumlauf des Kühlmittels; große Kühlkapazitäten	conceptual design
SIR-300	DWR	320 MWe	CE/RRA	USA, UK	Passive Wärmeabfuhr, Naturumlauf des Kühlmittels; große Kühlkapazitäten	conceptual design abgeschlossen
CAREM	DWR	27 MWe	CNEA	Argentinien	Passive Wärmeabfuhr, Naturumlauf des Kühlmittels; große Kühlkapazitäten	basic design abgeschlossen
b) HTR						
MHTGR	HTR	450 MWth/ Modul	GA	USA	Niedrige Leistungsdichte; Einschluß des Brennstoffes in hitzebeständigen Brennelementen; Einsatz passiver Systeme	detailed design in Erstellung
<u>HTR-Modul</u>	HTR	80 MWe/ Modul	HTR (ABB/Siemens)	D	Niedrige Leistungsdichte; Einschluß des Brennstoffes in hitzebeständigen Brennelementen; Einsatz passiver Systeme	zwischen basic design und detailed design
HTR-10	HTR	10 MWth	INET	China	Demonstrationsreaktor für passive Nachwärmeabfuhr und inhärente Sicherheitseigenschaften, sowie für Kogeneration und Prozeßwärmenutzung	under construction
HTTR	HTR	30 MWth	JAERI	Japan	Niedrige Leistungsdichte; Einschluß des Brennstoffes in hitzebeständigen Brennelementen;	Erstkritikalität am 10.11.1998
PBMR	HTR	265 MWth/ Modul	ESKOM	Südafrika	He-Gasturbine, niedrige Leistungsdichte; Einschluß des Brennstoffes in hitzebeständigen Brennelementen;	basic design, Baubeginn Ende 1999 geplant
GT-MHR	HTR	286 MWe	GA	USA	Helium-Gasturbine	conceptual design / basic design

Bezeichnung	Typ	Leistung	Hersteller / Entwickler	Land	Technische Neuerungen / Besonderheiten	Entwicklungsphase
<b>4. Flüssigmetallgekühlte Reaktoren</b>						
PHWR	LMR	500 MWe	NPCIL	Indien	Kühlmittel Natrium; vereinfachte Auslegung; Einsatz passiver Systeme	detailed design
<i>PRISM/ALMR-Modul</i>	LMR	425 MWth/ Modul 465 MWe/Block	GE	USA	Einsatz passiver Systeme, Naturumlauf des Kühlmittels Natrium	conceptual design liegt vor
BN-800	LMR	800 MW	Nikier Moskau	RUS	Einsatz passiver Systeme, Naturumlauf des Kühlmittels Blei	detailed design
BRS	LMR	300-1000 MWe	Nikier Moskau	RUS	Kühlmittel Blei	conceptual design
DFBR	LMR	660 MWe		J		Baubeginn nächstes Jahrhundert
SAFR	LMR	450 MWe/ Modul	Rockwell		Kühlmittel Natrium; vereinfachte Auslegung; Einsatz passiver Systeme	conceptual design
MDPR	LMR	325 MWe	CRIEPI	J	Doppelter Natrium- Kühlmittelpool, Einsatz passiver Systeme	conceptual design abgeschlossen
ADP	LMR	200 MWe	CRIEPI	J	Kühlmittel Natrium; vereinfachte Auslegung; Einsatz passiver Systeme	conceptual design
4S	LMR	50 MWe	CRIEPI	J	Kühlmittel Natrium; vereinfachte Auslegung; Einsatz passiver Systeme	conceptual design abgeschlossen
<b>5. Heizreaktoren</b>						
<i>GHR</i>	HTR	10-20 MWth	HTR-GmbH	CH, D	Geringe Leistung; niedrige Leistungsdichte; Einschluß des Brennstoffes in hitzebeständigen Brennelementen; unterirdische Bauweise; Einsatz passiver Systeme	
GEYSER	DWR	10-50 MWth	PSI	CH	Geringe Leistung; passive Wärmeabfuhr; große Kühlkapazitäten; anstatt Druckbehälter 50 m Wassersäule über dem Kern	
NHP-200	SWR	200 MWth	Siemens	D	Primärkreis innerhalb des Druckbehälters; große Kühlkapazitäten; geringe Leistungsdichte; Naturumlauf des Kühlmittels	
SECURE-H	DWR	400 MWth	ABB	S	Passives Abschaltssystem über einen borierten Wasserpool; passive Wärmeabfuhr; große Kühlkapazitäten	
SES 10	DWR	2-10 MWth	AECL	CDN	Geringe Leistung; passive Wärmeabfuhr; große Kühlkapazitäten	detailed design, 2 MWth Demonstrationsreaktor in Betrieb
THERMOS	DWR	100 MWth	CEA	F	Passives Abschaltssystem über einen borierten Wasserpool; passive Wärmeabfuhr; Systeme partiell in U-Boot Reaktoren erprobt	
TRIGA	DWR	50 MWth	GA	USA	Geringe Leistung; passive Wärmeabfuhr; große Kühlkapazitäten; Druckbehälter im Wasserbad; weitgehende Ähnlichkeit mit TRIGA-Forschungsreaktoren	

Bezeichnung	Typ	Leistung	Hersteller / Entwickler	Land	Technische Neuerungen / Besonderheiten	Entwicklungsphase
<b>6. Weitere Konzeptvorschläge</b>						
<i>Radkowsky RTR</i>	DWR	Offen	RTPC	USA	Thorium-Uran-Brennstoff	Übergang zu detailed design
Molten salt	MSR	Variabel		USA	Brennstoff in Form flüssiger Salzschnmelze	z.Z. keine Weiterentwicklung
<b>7. Beschleunigergetriebene Systeme</b>						
<i>EA</i>	LMR/ ADS	1500 MWth	CERN		Unterkritischer Reaktorbetrieb / Kopplung mit einem Beschleuniger (Zyklotron) / schnelle Neutronen; Brennstoff: Th-U, Transmutation von Nuklearabfall und Stromproduktion	conceptual design
<i>ATW</i>	LMR/ ADS	500-1000 MWe	Los Alamos	USA	Unterkritischer Reaktorbetrieb / Kopplung mit einem Beschleuniger (LINAC) / schnelle Neutronen; inerte metallische Brennstoffe, Eliminierung von Aktiniden (Pu) bzw. von Spaltprodukten	conceptual design
<b>8. Fusion</b>						
<i>MCF</i>	ITER	1000-2000 MWe		International	Erzeugung der Fusion in heißem Plasma (>100 MWe Mio. Grad), gehalten durch Magnetfelder	Auslegung fortgeschrittener Experimentalreaktoren
ICF	NIF Laser MJ	ca. 1000 MWe		USA Frankreich	Thermonukleare Explosion kleiner Brennstoffkügelchen durch Beschuß mit Hochenergielaser oder Schwerionen	Auslegung fortgeschrittener Experimentalreaktoren

## 2.2 Überblick, Einteilung und Auswahl repräsentativer Konzepte

Die Einteilung der ausgewählten fortgeschrittenen Reaktorkonzepte erfolgt in 8 Gruppen:

- „Evolutionäre“ Leichtwasserreaktoren (LWR) hoher Leistung (> ca. 1000 MW)
- Fortgeschrittene Leicht- und Schwerwasserreaktoren mittlerer Leistung (100–600 MW)
- „Innovative“ Reaktoren
- Flüssigmetallgekühlte Reaktoren (Liquid Metal Reactor – LMR)
- Heizreaktoren
- Weitere Konzeptvorschläge für Spaltreaktoren
- Beschleunigergetriebene Systeme (Hybride Systeme)
- Fusion

### 1. „Evolutionäre“ Leichtwasserreaktoren (LWR) hoher Leistung (> ca. 1000 MW)

#### Charakterisierung

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) charakterisiert die „evolutionären Konzepte“ wie folgt: „An evolutionary design is an advanced design which requires at most engineering or confirmation testing before a commercial development“ [IAEA 1997c, 9]. „Evolutionäre“ Leichtwasserreaktoren basieren demnach in ihrer grundlegenden technischen Ausführung auf bisherigen LWR-Konzepten. Sie unterscheiden sich von diesen lediglich durch den Versuch der Entwickler, sicherheitstechnische Verbesserungen zu erreichen, ohne daß eingreifende Veränderungen an der bestehenden Technik notwendig werden. In diese Gruppe sind die neuen LWR-Konzepte mit elektrischer Leistung von mehr als ca. 1000 MW einzuordnen. Die grundlegende Auslegung dieser Reaktoren entspricht den Merkmalen der bisher eingesetzten LWR-Konzepte wie beispielsweise:

- Das Kernstück der Anlage ist ein Druckbehälter mit wassergekühlten stabförmigen Brennelementen auf Uranbasis.
- Das Kühlmittel Wasser dient gleichzeitig als Neutronenmoderator.
- In sämtlichen Betriebsphasen ist eine aktive Kühlung des Reaktorkerns erforderlich.
- Der Reaktordruckbehälter und wesentliche Primärkreis Komponenten sind in einem Containment eingeschlossen.
- Die Energieübertragung auf die stromerzeugende Turbine erfolgt über einen Wasser-Dampf-Kreislauf.
  - Speziell beim Druckwasserreaktor (DWR) steht der Primärkreis unter hohem Druck. Die Energieübertragung auf die Turbine erfolgt durch einen sekundären Wasser-Dampf-

Kreislauf.

- Speziell beim Siedewasserreaktor (SWR) gibt es nur einen Wasser-Dampf-Kreislauf für die Energieübertragung aus dem Reaktorkern zur Turbine.

Durch die Zugrundelegung von LWR-Konzepten, für die bereits relativ viel Betriebserfahrung vorhanden ist, erwächst der Vorteil, daß bei der Entwicklung „evolutionärer“ Leichtwasserreaktoren zum einen der erforderliche Aufwand möglichst gering gehalten werden kann, zum anderen die sicherheitstechnischen Merkmale dieser Konzepte relativ gut bekannt sind. Weiterhin wird angestrebt, die Wettbewerbsfähigkeit im Vergleich mit kleiner dimensionierten LWR-Anlagen zu verbessern.

Für die Erhöhung der Sicherheit von Reaktoren sind prinzipiell zwei Wege gangbar: zum einen eine Reduktion der Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Unfälle, zum anderen die Verbesserung von Rückhaltemechanismen zur Reduzierung der Möglichkeit von massiven Freisetzungen von Teilen des radioaktiven Inventars im Falle eines Unfalls. Bei den „evolutionären“ Leichtwasserreaktoren hoher Leistung soll durch eine höhere Zuverlässigkeit der eingesetzten Komponenten und Systeme eine Verringerung der Wahrscheinlichkeit von Kernschmelzen erreicht werden, da diese einen besonders schweren Unfall bedeuten. Prinzipiell verhindert werden kann ein Kernschmelzen bei diesen Systemen jedoch nicht. Aus diesem Grund wird mit den neuen Konzepten möglichst eine Beherrschung von Kernschmelzunfällen angestrebt. Durch entsprechende Vorkehrungen, wie beispielsweise eine Auffang- und Kühlvorrichtung für eine Kernschmelze unter dem Reaktordruckbehälter, soll die Möglichkeit ausgeschlossen werden, daß ein Kernschmelzunfall zu Freisetzungen großer Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung führt.

### Beispiele

Beispiele für Konzepte „evolutionärer“ Leichtwasserreaktoren hoher Leistung sind für Druckwasserreaktoren der Advanced Pressurized Water Reactor (APWR), eine Gemeinschaftsentwicklung von Westinghouse (USA) und Mitsubishi (Japan). In Europa wird als „evolutionärer“ DWR der Europäische Druckwasserreaktor (EPR) von Nuclear Power International, eine Kooperation von Siemens (Deutschland) und Framatome (Frankreich), entwickelt. Als Beispiele für „evolutionäre“ Siedewasserreaktoren können der Boiling Water Reactor 90 (BWR-90), eine schwedische Entwicklung von Asea Brown Bovery Atom (ABB Atom), sowie der Siedewasserreaktor SWR-1000 von Siemens (Deutschland) angeführt werden.

### Auswahl repräsentativer Konzepte

Für die weitere Untersuchung der Gruppe der „evolutionären“ Leichtwasserreaktoren hoher Leistung (> ca. 1000 MW) wird der in deutsch-französischer Kooperation in Entwicklung befindliche Europäische Druckwasserreaktor (EPR) betrachtet. Der EPR ist das am weitesten entwickelte und am konkretesten beschriebene Konzept eines LWR großer Leistung, das in sicherheitstechnischer Sicht einen qualitativen Sprung mit sich bringen soll. Ferner ist der EPR der überwiegend genannte Kandidat für den Fall, daß in naher Zukunft in Mitteleuropa ein Kernkraftwerk zur Stromerzeugung bestellt werden sollte. Mit dem Versuch, unter derzeit ökonomisch tragbaren Bedingungen die Sicherheitsanforderungen des deutschen Atomgesetzes zu erfüllen (vergl. Kap. 3.1), schließt das EPR-Konzept alle sicherheitstechnischen Entwicklungspotentiale dieser Konzeptgruppe mit ein. Die Untersuchung eines weiteren Konzepts aus dieser Gruppe (z. B.

BWR-90 oder SWR-1000) erübrigt sich damit, auch wenn für Teile des SWR-1000 Konzeptes ebenfalls ein Antrag auf Prüfung gemäß deutschem Atomgesetz gestellt wurde.

## 2. Fortgeschrittene Leicht- und Schwerwasserreaktoren mittlerer Leistung (100–600 MW)

### Charakterisierung

Die Konzepte zu Leicht- und Schwerwasserreaktoren<sup>3</sup> mittlerer Leistung basieren ebenfalls auf den grundlegenden technischen Ausführung der bisher in Betrieb befindlichen Anlagen. Aufgrund der geringeren Gesamtleistung der Anlagen gegenüber den „evolutionären“ Konzepten mit hoher Leistung sind sowohl niedrigere Energiedichten als auch die Bereitstellung größerer Kühlkapazitätsreserven realisierbar. Ferner ist der verstärkte Einsatz passiver Systeme vorgesehen, der eine Beherrschung von Störfällen auch bei Ausfall aktiver Systeme (z. B. Steuerungseinrichtungen, Pumpen, Motorventile) ermöglichen soll. Durch diese Veränderungen sollen bei diesen Konzepten wesentlich verbesserte Sicherheitseigenschaften gegenüber den bisher im Einsatz befindlichen Systemen mit großer Leistung erreicht werden. Zudem werden kleiner dimensionierte Anlagen für attraktiv gehalten, was den Einsatz in Ländern mit weniger vernetzter Strominfrastruktur angeht.

### Beispiele

Als Beispiel zu Konzepten für Leicht- und Schwerwasserreaktoren mittlerer Leistung können die folgenden Konzepte angeführt werden:

Die deutsche Firma Siemens entwickelt zwei Siedewasserreaktoren mit kleiner Leistung, den „Simplified Boiling Water Reactor“ mit einer Leistung von 200 MWe (SBWR-200) und einen Reaktor mit einer Leistung von 600 MWe unter der Bezeichnung SWR-600.

Ein fortgeschrittener, passiver Druckwasserreaktor („Advanced Passive“ DWR - AP600) mit einer Leistung von 600 MW wird in den USA von der Firma Westinghouse entwickelt. Als Beispiel für eine russische DWR Neuentwicklung kann das Konzept des WWER-500 (WWER steht für Druckwasserreaktor) von der Firma Hydropress angeführt werden.

Konzepte zu Schwerwasserreaktoren werden in erster Linie von der kanadischen Firma Atomic Energy of Canada (AECL) entwickelt. Ein fortgeschrittener Reaktor mit mittlerer Leistung ist der CANDU 3 („CANAdien Deuterium Uranium“) mit 450 MWe.

### Auswahl repräsentativer Konzepte

Für diese Gruppe wird ein Druckwasserreaktor (AP600), der in den USA entwickelt wird, und ein PHWR der kanadischen Entwicklungslinie (CANDU 3) ausgewählt.

Der AP600 ist im Hinblick auf die Begutachtungs- und Konzeptgenehmigungsprozedur in den USA am weitesten fortgeschritten, was die Gruppe der neuen LWR mittlerer Leistung angeht. Er

---

<sup>3</sup> Für Schwerwasserreaktoren wird im folgenden zur Unterscheidung von Siedewasserreaktoren (SWR) das Kürzel PHWR, aus dem Englischen für „Pressurized Heavy Water Reactor“, verwendet.

ist als der LWR anzusehen, der in dieser Gruppe die größten Realisierungschancen besitzt. US-Reaktorkonzepte spielen eine wesentliche Rolle, da die USA eine Spitzenposition beim Anlagenexport einnimmt

Der CANDU 3 wurde ausgewählt, weil bei allen derzeitigen Ausschreibungen auf dem internationalen Markt die kanadische Reaktorindustrie aktiv mit konkreten und attraktiven Angeboten vertreten ist. Trotz der aktuellen Schwierigkeiten mit den in Kanada betriebenen CANDU-Reaktoren älterer Bauart, wird den fortgeschrittenen CANDU-Konzepten ein sicherheitstechnisches Entwicklungspotential und darüber hinaus Konkurrenzfähigkeit zugeschrieben. Mit der Untersuchung des CANDU 3-Konzeptes können die diesbezüglichen Potentiale von Schwerwasserreaktoren abdeckend abgeschätzt werden.

### 3. „Innovative“ Reaktoren

#### Charakterisierung

Zur Gruppe der „innovativen“ oder „revolutionären“ Reaktorkonzepte zählen solche, die den Kriterien der „inhärenten Sicherheit“ von Alvin Weinberg genügen. Im Sinne von Weinberg ist für einen „inhärent sicheren“ Reaktor Voraussetzung, daß kein Unfallablauf identifiziert wird, der zu einem Kernschmelzen führen könnte [Weinberg et al. 1984, 89].

Von der IAEA wird die Gruppe der „innovativen“ Reaktoren wie folgt charakterisiert: „An innovative design is an advanced design which incorporated radical conceptual changes in design approaches or system configuration in comparison with established practice. Substantial R&D, feasibility tests, and a prototype or demonstration plant are probably required“ [IAEA 1997c, 9].

Demnach unterscheiden sich „innovative“ Konzepte in ihrer technischen Auslegung grundlegend von bereits realisierten Reaktorkonzepten. Sie sind überwiegend den kleinen bis mittleren Leistungsklassen zuzuordnen (30 MW bis 600 MW). Es handelt sich dabei verschiedentlich um Reaktormodule, die zur Erzielung größerer Leistung zusammengekoppelt werden können.

Bei diesen Konzepten wird angestrebt, daß Unfälle mit massiven Freisetzungen, wie sie bei den bisher realisierten Leichtwasserreaktoren nicht ausgeschlossen sind, bereits aus physikalischen oder technischen Gründen nicht auftreten können, da im Vergleich zu bestehenden Reaktoren die technische Auslegung grundlegend andersartig ist. Sie beruht wesentlich auf passiven Wirkmechanismen und wird durch große Kühlkapazitäten gekennzeichnet. Damit sollen größere Karenzzeiten für die Einleitung von Notfallmaßnahmen und eine größere Trägheit des Systems bei denkbaren Störfällen erreicht werden.

Entsprechende Konzepte werden für die vorliegende Untersuchung dann in diese Gruppe einbezogen, wenn bereits industrielle Projekte oder Kooperationen mit der Industrie zu deren Entwicklung vorhanden sind. Die vorliegenden Konzepte lassen sich in zwei Untergruppen gliedern, die auf folgenden physikalisch/technischen Grundprinzipien basieren:

- a) LWR-Prinzip (basierend auf den bisherigen Leichtwasserreaktoren),
- b) HTR-Prinzip (basierend auf Hochtemperaturreaktoren).

### a) LWR-Prinzip

Auf diesem Prinzip basieren Konzepte, die Leichtwasser als Kühlmittel und als Moderator benutzen. Bei den vorliegenden Konzepten handelt es sich durchweg um Druckwasserreaktoren. Durch einen im Vergleich zu den bisherigen LWR einfachen Aufbau mit wenigen aktiven Komponenten soll bei den „innovativen“ LWR eine möglichst geringe Störanfälligkeit erreicht werden. Bei Störfällen soll durch passive Mechanismen, wie beispielsweise Beenden der Kettenreaktion durch passiven Zulauf von boriiertem Wasser und Naturumlauf des Kühlwassers, der Reaktorkern automatisch abgeschaltet und ausreichend lange gekühlt werden, um eine Aufheizung bis zum Schmelzen zu verhindern. Mit diesen Maßnahmen werden größere Karenzzeiten angestrebt.

#### Beispiele

Als Beispiel für „innovative“ Reaktoren basierend auf dem Leichtwasser-Prinzip kann der PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) Reaktor von der Firma ABB Atom und United Engineers & Constructors (UE&C) mit einer Leistung von 640 MWe angeführt werden.

Der „Save Integral Reaktor“ mit einer Leistung von 320 MWe (SIR-300) ist eine englisch-amerikanische Gemeinschaftsentwicklung von Combusting Engineering, Stone and Webster, Rolls Royce und der United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA).

### b) HTR-Prinzip

Im Unterschied zu den LWR erfolgt die Kühlung des Reaktorkerns und der Energietransport aus dem Reaktorkern durch ein Gas (Helium). Die Moderation der Neutronen erfolgt durch Graphit. Die Energiedichte im Reaktorkern „innovativer“ HTR soll niedrig sein. Bei Störfällen soll die Zerfallswärme durch passive Transportmechanismen wie Naturkonvektion des Kühlmittels sowie Wärmeleitung und Wärmestrahlung über die Oberfläche des Reaktordruckgefäßes soweit abgeleitet werden, daß eine Zerstörung der Brennelemente bzw. eine Beeinträchtigung ihrer Rückhalteigenschaften für Radionuklide nicht stattfindet. Dies soll also über die Erhöhung von Karenzzeiten hinausgehen. Aus diesen Gründen sollen die Notkühlsysteme wenig aufwendig gestaltet werden oder bei Reaktoren mit kleinen Leistungen sogar entfallen. Auf Grund der hohen Temperatur des Kühlmittels soll dieser Reaktortyp neben der Elektrizitätserzeugung insbesondere zur Erzeugung von Prozeßwärme einsetzbar sein.

#### Beispiele

Das Hochtemperaturreaktor-Modul (HTR-Modul) mit einer Leistung von 100 MWe wurde bis Ende der achtziger Jahre in Deutschland von Siemens ABB entwickelt.

In den USA entwickelt General Atomic den Modular High Temperature Gas-cooled Reaktor (MHTGR) mit einer Leistung von 450 MWth.

#### Auswahl repräsentativer Konzepte

Um das Spektrum der Entwicklungsmöglichkeiten dieser Gruppe darzustellen und deren Poten-

tiale abdeckend zu beschreiben, werden die bereits von Weinberg stellvertretend beschriebenen Kandidaten ausgewählt [Weinberg et al. 1984] und im weiteren untersucht.

PIUS: Der PIUS ist ein LWR-Konzept, das den Eigenschaften der inhärenten Sicherheit im Sinne von A. Weinberg sehr nahe kommen soll. Mit dem PIUS-Konzept wird versucht, die sicherheitstechnischen Entwicklungspotentiale des LWR weitestgehend auszuschöpfen.

HTR-Modul: Das Konzept des HTR-Modul stellt das am weitesten entwickelte und auf praktische Erfahrungen abgestützte Konzept eines Reaktors dar, der ohne Wasserkühlung und -moderation auskommt, durch Stärkung der Barriere Brennelement einen prinzipiell anderen Sicherheitsansatz als der LWR aufweist und streng auf das Ziel der inhärenten Sicherheit ausgerichtet ist. Außerdem ist der HTR-Modul aufgrund der hohen Kühlmitteltemperaturen neben der Stromproduktion zur Erzeugung von Prozeßwärme geeignet.

#### 4. Flüssigmetallgekühlte Reaktoren (Liquid Metal Reactor - LMR)

##### Charakterisierung

Bestimmte Konzepte zu flüssigmetallgekühlten Reaktoren könnten auch in die Gruppe der „innovativen“ Reaktoren eingeordnet werden. In den vergangenen Jahrzehnten wurden in einigen Ländern Entwicklungen für einen schnellen Brutreaktor durchgeführt. Wegen technischer Realisierungsprobleme wurden einige dieser Projekte allerdings abgebrochen, andere befinden sich durch Störfälle in einem ungeklärten Status. Keines der aufwendigen Großprojekte hat zu einem Konzept geführt, das sowohl als wirtschaftlich attraktiv angesehen als auch sicherheitstechnisch akzeptiert wurde. Das sicherheitstechnische Negativ-Image dieser Linie wurde ausgelöst durch:

- das Scheitern des SNR-300 (Kalkar), ein Gemeinschaftsprojekt unter deutscher Führung, das seine Betriebsgenehmigung nie erhielt,
- das ergebnislose westeuropäische Gemeinschaftsprojekt European Fast Reactor (EFR), der nach dem Rückzug einiger Beteiligter nie über die Projektphase hinausgekommen ist,
- das Scheitern des Super-Phénix, das sich, ausgelöst durch erhebliche technische Probleme, im kürzlich erfolgten Stilllegungsbeschluß der französischen Regierung niederschlägt,
- und den unklaren Status des japanischen Monju-Reaktors, der Infolge eines erheblichen Störfalls seit 1996 außer Betrieb ist.

Daher bleiben darauf aufbauende Reaktorlinien hier unberücksichtigt.

Gleichwohl liegen Konzepte für „innovative“ LMR-Reaktoren vor. Die neuen LMR-Konzepte verwenden als Kühlmittel eine Natrium- oder eine Blei/Wismuth-Schmelze (z. B. bei dem russischen Projekt BRS-300 [TETRA 1994]). Sie basieren auf einzelnen Modulen, die zu größeren Einheiten zusammengefaßt werden können. Sowohl Kühlung als auch Reaktivitätskontrolle basieren wie bei den „innovativen“ LMR-Konzepten auf passiven Mechanismen (z. B. Naturumlauf des Kühlmittels). LMR-Reaktoren sollen außer zur Energieerzeugung auch als Brutreaktoren für nuklearen Brennstoff oder zur Konversion von Aktiniden eingesetzt werden.

### Beispiele

Als Beispiele für flüssigmetallgekühlte Reaktoren können die Entwicklung des „Advanced Liquid Metal Reactors“ (ALMR), auch als PRISM (Power Reactor Inherently Safe Modul) bezeichnet, von General Electric mit einer Leistung von 424 MW<sub>th</sub> und die Entwicklung des „Sodium Advanced Fast Reactor“ (SAFR) durch Rockwell International mit einer Leistung von 450 MW<sub>e</sub> pro Modul angeführt werden.

### Auswahl repräsentativer Konzepte

Von Vertretern der Linie der Schnelle-Brut-Reaktoren wird als Beweis, daß mit dem LMR-Prinzip sehr wohl attraktive Lösungen möglich sind, das PRISM-Konzept angeführt.

Um die Potentiale der Brutreaktor-Konzepte abdeckend auszuloten, bietet sich der PRISM an, dessen Konzept unter dem Gesichtspunkt der inhärenten Sicherheit formuliert wurde.

## 5. Heizreaktoren

### Charakterisierung

Zum Einsatz nuklearer Reaktoren in der Größenordnung 10 MW bis 400 MW thermischer Leistung, die ausschließlich zur Wärmeerzeugung vorgesehen sind, liegen eine Anzahl verschiedener Planungsvarianten vor. Diese beruhen überwiegend auf dem Prinzip der Leichtwasserreaktoren. Es sind jedoch auch Konzepte auf Basis des HTR-Prinzips vorhanden. Bei den Heizreaktoren soll durch passive Mechanismen ohne äußere Eingriffe die Kühlung des Reaktorkernes auch bei Störfällen (z. B. Naturumlauf des Kühlmediums und/oder hohe Wärmekapazitäten der den Reaktorkern umgebenden Materialien) über einen längeren Zeitraum sichergestellt werden. Der Betrieb der Heizreaktoren soll weitestgehend selbstregelnd erfolgen und mit einem geringen Personalaufwand möglich sein, insbesondere sollen einige Reaktoren mit niedrigen Leistungen sogar unbemannt betrieben werden können. Als weitere Kennzeichen werden ein geringer Wartungsaufwand und lange Verweilzeiten der Brennstoffe in den Reaktoren angeführt.

### Beispiele

Eine deutsch-schweizerische Gemeinschaftsentwicklung ist der „Gasegekühlte HeizReaktor“ (GHR) mit einer Leistung zwischen 10 und 20 MW<sub>th</sub> der zunächst von der HTR-GmbH (gemeinsame Tochtergesellschaft von Asea Brown Boveri und Siemens) konzipiert und dann unter der weiteren Beteiligung schweizerischer Firmen weiterentwickelt wurde.

Ebenfalls eine schweizerische Entwicklung ist der GEYSER, basierend auf dem Prinzip der Leichtwasserreaktoren und entwickelt durch das Paul Scherrer Institut (PSI), mit einer thermischen Leistung von 10–50 MW.

### Auswahl repräsentativer Konzepte

Da im Wärmesektor ein sehr großes Reduktionspotential für Treibhausgase existiert und immer wieder Vorschläge für Heizreaktoren vorgestellt werden, denen attraktive Sicherheitseigenschaften zugeschrieben werden, sollten die Entwicklungsmöglichkeiten dieser Reaktorlinie abdeckend geklärt werden. Als eines der am weitesten entwickelten Konzepte in dieser Gruppe wurde der GHR ausgewählt. Dieser kann sowohl in sicherheitstechnischer als auch in ökonomischer Hinsicht als repräsentativ angesehen werden.

### 6. Weitere Konzeptvorschläge für Spaltreaktoren

Neben den Konzepten, die sich in die oben genannten Gruppen einordnen lassen, existieren weitere Konzeptvorschläge, auf die dieses Raster nicht angewandt werden kann. Sie haben in der Regel keinen industriellen Hintergrund. Diese Konzepte können jedoch Eigenschaften aufweisen, die sie für eine Untersuchung besonders attraktiv erscheinen lassen. Wir führen hier zwei Beispiele an:

Ein völlig anderes Reaktorkonzept als die bisher behandelten wurde mit einem Salzschnmelze-Reaktor (Molten Salt Reactor) vorgeschlagen. Hier wird von einem festen zu einem flüssigem Brennstoff übergegangen, der aus Fluoridsalzen besteht, in das Spaltstoffe enthaltendes Uranfluorid eingebracht ist. Letztlich sollte damit der Brennstoffumgang vereinfacht und eine hohe, ökonomisch attraktive Effektivität der Energieerzeugung erreicht werden. Die Anlagengröße sollte, was die elektrische Leistung der Anlage angeht, weit variabler als beim LWR sein können, bis hin zu kleinen oder modular aufgebauten Anlagen. Eine Beschränkung auf Uran als möglicher Brennstoff wäre nicht zwingend. Ein neues Interesse an Salzschnmelze-Technologien ist durch die Konzeptionen für hybride Reaktoren (s.u.) aufgekommen, die zum Teil von der Verwendung eines flüssigen Brennstoffs ausgehen [Toth 1997].

Eine weitere Konzeptidee, die keiner spezifischen Reaktorkategorie ohne weiteres zugerechnet werden kann, ist der Radkowsky-Thorium-Reaktor (RTR). Im wesentlichen wird dabei ein neuartiger, thoriumhaltiger Brennstoff entworfen, der den bislang üblichen Uran- oder Uran-Plutonium- durch einen Thorium-Uran-Brennstoff schon in bereits laufenden Reaktoren ersetzen kann. Die Reaktortechnologie selbst wird ansonsten nicht geändert und basiert auf existierenden Druckwasserreaktoren, deren Einsatz bislang weltweit dominiert. Das Ziel der Entwicklung ist die Bereitstellung eines Brennstoffkonzeptes, das weitaus weniger Uran für den Reaktorbetrieb benötigt und eine proliferations sicherere Variante für den weltweiten Brennstoffbedarf anbieten kann.

### Auswahl

Entwicklungsarbeiten im Hinblick auf einen Salzschnmelze-Reaktor wurden im wesentlichen in den fünfziger und sechziger Jahren unternommen. Diese sind in den siebziger Jahren weitgehend zum Erliegen gekommen, so daß im Rahmen dieser Studie kein klarer Anknüpfungspunkt für eine tiefere Betrachtung ersichtlich ist.

Der RTR ist zwar kein tiefgreifend verändertes Reaktorkonzept, aber der Fortschritt besteht im Angebot eines neuartigen Brennstoffes unter Verwendung von Thorium. Dieser weist gewisse Vorteile auf, insbesondere was die Eindämmung der Gefahr der Weiterverbreitung kernwaffenfähiger Nuklearmaterialien angeht. Im Jahr 1998 wurde ein US-Patent für den RTR erwirkt und ein spezielles Vermarktungsunternehmen gegründet. Dies belegt die Ernsthaftigkeit von Um-

setzungsbemühungen. Überdies ist eine gewisse öffentliche Beachtung zu verzeichnen,<sup>4</sup> die eine Aufnahme des RTR-Konzeptes in diese Studie nahelegt.

## 7. Beschleunigergetriebene Systeme (Hybride Systeme)

Bei der Spaltenergienutzung werden Atomkerne durch Neutronen gespalten. Dabei wird eine Fülle verschiedenster Spaltprodukte erzeugt. Gleichzeitig werden durch Einfang von Neutronen zum Teil äußerst langlebige Transuran-Elemente oder Aktiniden produziert. Viele der erzeugten Spaltprodukte und alle Transurane sind instabil, d.h. sie zerfallen unter Aussendung unterschiedlicher Arten radioaktiver Strahlung. Diese Folgeprodukte des Reaktorbetriebes verursachen das hohe Risikopotential des Reaktorinventars. Das bislang nicht befriedigend gelöste Langzeitproblem der heutigen Atomenergienutzung besteht aufgrund der Existenz des radioaktiven Abfalls, der instabile Spaltprodukte und Aktiniden, sowie deren Zerfallsprodukte, mit extrem langen Zerfallszeiten enthält.

Kernumwandlungen (Transmutationen) in Neutronenflüssen können aber auch zu stabilen oder aber instabilen, radiotoxisch jedoch weniger problematischen Elementen führen. Die Hoffnung, einen möglichst hohen Anteil der in konventionellen Reaktoren erzeugten radiotoxischen Nuklide in stabile oder vergleichsweise weniger problematische Isotope umwandeln zu können, treibt die Transmutations-Forschung an, auch wenn klar ist, daß eine vollständige Beseitigung aller in einem Reaktor erzeugten radiotoxischen Materialien technisch unmöglich ist.

In den heute überwiegend eingesetzten Leichtwasserreaktoren kann eine substantielle Reduktion von erzeugter Radiotoxizität nicht gelingen. Dies liegt daran, daß die Transmutationsrate von der Menge der dafür zur Verfügung stehenden Neutronen abhängt. Die Neutronenökonomie im üblichen LWR ist nicht gut genug, um gewünschte Transmutationsprozesse effektiv nutzen zu können.

Konzepte hybrider Spaltreaktoren setzen dagegen auf die Idee, ein Reaktortarget, ähnlich wie vom Leichtwasserreaktor bekannt, mit einer starken Spallationsneutronenquelle zu koppeln, und hierbei entweder niederenergetische, sog. thermische oder hochenergetische, sog. schnelle Neutronen zu nutzen. Man spricht auch von beschleunigergetriebenen Systemen (accelerator driven systems, ADS). Dadurch wird ein unterkritischer Betrieb des Reaktors ermöglicht, da die nukleare Kettenreaktion im Reaktor nicht mehr allein aufgrund der dort ständig durch Kernspaltung erzeugten Neutronen aufrechterhalten werden muß. Die Hoffnung besteht, ein mögliches Überkritischwerden des Reaktors, das zu einem gefürchteten „Kritikalitätsunfall“ führen könnte, auszuschließen. Naturwissenschaftliche Forschung hierzu ist erst seit wenigen Jahren in kleinerem Ausmaß auf dem Weg, obwohl die prinzipielle Idee bereits vor etwa 30 Jahren diskutiert wurde. Die Entwicklung im Bereich der Beschleunigertechnologie der letzten 10–15 Jahre hat neue Projektideen angeregt. In einer Reihe großer und kleinerer Forschungszentren in den USA, in Rußland, Japan und Europa werden entsprechende Arbeiten durchgeführt.<sup>5</sup>

Von physikalischer Seite sind einige Hauptunterschiede in den verschiedensten Konzeptansätzen auszumachen, nämlich bspw. die Verwendung von:

- thermischen oder schnellen Neutronen

---

<sup>4</sup> Vergleiche etwa einen Artikel in der New York Times vom 2.6.1998 „Finding a Formula to Light the World but Guard the Bomb“; oder J.S.Friedman, „More Power to Thorium?“, Bulletin of the Atomic Scientists, Sept./Oct. 1997, S.19–20.

<sup>5</sup> Einen guten Überblick gibt: [Arthur et al. 1995] und [IAEA 1997 b].

- festen oder flüssigen Brennstoffen
- Zyklotrons oder Linearbeschleunigern als Neutronenquelle.

Weitere wichtige Unterschiede bestehen in der Wahl des Brennstoffes (vorrangig Thorium-Uran oder Uran-Plutonium), der Kühlsysteme (Wasser, Natrium, Blei, Blei-Wismuth, etc.) und der Spallationstargets.

Die mögliche Aufgabenstellung für die hybriden Systeme ist ebenfalls vielfältig und umfaßt

- Energieproduktion,
- Eliminierung von Plutonium,
- Transmutation von radioaktiven Abfällen, insbesondere von langlebigen Spaltprodukten und Aktiniden.

Es ist offensichtlich, daß mit ADS-Konzepten eine Reihe technischer Neuerungen eingeführt werden sollen. Daher sollten sie in dieser Studie untersucht werden, auch wenn heute nicht klar absehbar ist, ob und wann die technische Reife solcher Systeme erreicht werden kann.

Folgende Projekte werden zur Zeit durchgeführt:

- Omega-Programm des Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) und der Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) [JAERI 1997],
- Accelerator Driven Transmutation Technology (ADTT) Project am Los Alamos National Laboratory (USA) [Venneri 1998a],
- Energy Amplifier (EA) Projekt am CERN (Europäisches Forschungszentrum für Teilchenphysik), Genf [Rubbia 1997b],
- Projekte am Institute for Theoretical and Experimental Physics (Moskau) und anderen russischen Forschungseinrichtungen [Shvedov 1997],
- Konzepte des Brookhaven National Laboratory (USA) [Takahashi 1997],
- Projekte in Frankreich beispielsweise des französischen Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) [Salvatores 1997].

Kleinere Projekte werden auch von einigen Großforschungseinrichtungen (z. B. PSI Villigen, Forschungszentrum Jülich FZJ) und von Nuklearforschungsinstituten (beispielsweise in Schweden und der Tschechischen Republik) durchgeführt.

### Auswahl

Zwei besonders ambitionierte Projekte sind diejenigen der Gruppe am CERN um Carlo Rubbia und der Gruppe im Los Alamos National Laboratory (Accelerator-driven Transmutation of Waste, ATW). Wir wählen diese beiden Konzepte als repräsentativ aus, da sie am deutlichsten ihre Zielsetzungen formulieren, verhältnismäßig viel verwertbares Quellenmaterial zur Verfügung steht und im US-amerikanischen Fall für Teilaspekte der Entwicklungsarbeiten bereits größere Forschungsmittel zur Verfügung stehen. Dabei können spezifische zusätzliche Aspekte anderer Projekte gegebenenfalls mitberücksichtigt werden.

## 8. Fusion

In Fusionsreaktoren soll die Verschmelzung von leichten Atomkernen realisiert werden, die bislang nur in den Versuchsexplosionen thermonuklearer Waffen in großtechnischem Maßstab durchgeführt wurde. Eine Fusionsreaktion mit hoher Energieausbeute ist zum Beispiel die Verschmelzung der schweren Wasserstoffisotope Deuterium (D) und Tritium (T) zu Helium unter Produktion hochenergetischer Neutronen, die den Hauptanteil der freiwerdenden Energie tragen.

Damit eine Fusionsreaktion stattfinden kann, muß zunächst die elektrische Abstoßung der Kernbestandteile überwunden werden. Temperaturen von mindestens 100 Millionen Grad sind dafür notwendig. Bei solch hohen Temperaturen liegt die Materie nicht mehr fest, flüssig oder gasförmig vor, sondern wird in den „Plasma“ genannten vierten Aggregatzustand überführt. Alle Elektronen werden von den Atomen abgetrennt; die positiv geladenen Atomkerne sind von freien elektrisch negativ geladenen Elektronen umgeben. Das Maximum der Fusionsausbeute der Deuterium-Tritium-Reaktion liegt bei etwa 140 Millionen Grad. Für alle anderen denkbaren Fusionsreaktionen sind noch weit höhere Temperaturen notwendig. Dies ist der Grund, warum sich die Forschung und verfolgte Reaktorkonzepte bislang fast ausschließlich auf die Realisierung der Deuterium-Tritium-Fusion (D-T-Fusion) konzentrieren.

Neben der Notwendigkeit, zunächst eine enorme Energiemenge zuzuführen, um die benötigten Temperaturen zu erzeugen, muß eine weitere wesentliche Grundbedingung für das Erreichen der Fusion erfüllt werden, die im sogenannten Lawson-Kriterium formuliert ist. Danach muß das Produkt aus der Teilchendichte im Plasma und der Einschlußzeit eine reaktionsspezifische Konstante überschreiten. Dies bedeutet, daß das ultraheiße Plasma erstens eine gewisse Dichte haben, und daß zweitens das Plasma eine bestimmte Zeit eingeschlossen bleiben muß; diese Mindestzeit richtet sich nach den erreichten Druckbedingungen.

Daraus ergeben sich zwei technologisch verschiedene Konzepte. Beim ersten wählt man die Versuchsbedingungen so, daß die Einschlußzeit des Plasmas extrem kurz wird, dann muß aber der Druck sehr hoch sein. Dies führt zum Konzept der sogenannten Trägheits(einschluß)fusion. Hier wird mit Drücken gearbeitet, die bis zum Tausendfachen des Normaldrucks reichen, allerdings nur für Zeiträume von einer milliardstel Sekunde oder weniger. Das Konzept der sogenannten Magnet(einschluß)fusion wählt das andere Extrem. Hier ist die Dichte des Plasmas gering (weniger als ein millionstel der Normaldichte), dafür muß eine vergleichsweise lange Einschlußzeit erreicht werden, die bei der D-T-Fusion im Bereich von 1 bis 10 Sekunden liegt.

Wegen ihrer Relevanz für Kernwaffenprogramme hat die Trägheitsfusion in einigen Ländern große staatliche Unterstützung erfahren. Die Trägheitsfusion beruht vornehmlich auf dem Beschuß eines Deuterium und Tritium enthaltenden Mikrokügelchens von wenigen Millimetern Durchmesser mit Hochenergielasern.<sup>6</sup> Mit Laserfusionsexperimenten, die zur Zeit in den militärischen Programmen der USA (National Ignition Facility in Livermore) und Frankreichs (Laser Megajoule in Bordeaux) aufgebaut werden, hofft man, das Lawson-Kriterium erfüllen zu können, also die Zündung des Plasma zu bewerkstelligen. Letztlich wird dabei eine Miniaturwasserstoffbombe im Labor gezündet. Mit vergleichsweise geringem Forschungsaufwand gegenüber den militärisch motivierten Programmen wird die Laserfusion auch daraufhin untersucht, ob sie für die Energiegewinnung genutzt werden kann.

---

<sup>6</sup> Die von den Lasern gelieferte Energie sorgt für das Verdampfen der äußeren Schichten des Hohlkügelchens, das das Fusionsgemisch enthält. Das schnelle Abdampfen dieser äußeren Schichten bewirkt einen gewaltigen Rückstoß, der die inneren Schichten der Kugelhülle nach innen treibt und zur Kompression des Fusionsgemisches führt. Hier wirkt sich die Trägheit der Materie aus, daher der Name Trägheits(einschluß)fusion.

Anstelle von Lasern oder in Kombination mit diesen können auch beschleunigte geladene Teilchen (z. B. schwere Ionen) als Energiequelle für die Realisierung der Trägheits(einschluß)fusion verwendet werden. Auch dieser Weg wird — allerdings mit weit weniger Forschungsmitteln ausgestattet — in einigen wissenschaftlichen Labors untersucht. Eine europäische Kooperation unter Führung der Gesellschaft für Schwerionenforschung Darmstadt (GSI) hat ein entsprechendes Reaktorkonzept entwickelt. Dieses Projekt bemüht sich um Distanz zu militärischen Interessen und will eine zivile Energiequelle erforschen.

Bei der Magnetfusion soll das Plasma in einer „magnetischen Flasche“, die von starken elektromagnetischen Feldern aufgebaut wird, eingeschlossen und für eine Weile gehalten werden. Wird die D-T-Reaktion genutzt, so tragen im wesentlichen die Fusionsneutronen die Energie. Als elektrisch neutrale Teilchen entweichen sie den elektromagnetischen Kräften und transportieren die Energie nach außen, wo sie geeignet umgesetzt werden muß. Nach heutigen Plänen wird, wie in anderen Kraftwerken üblich, die erzeugte Wärmeenergie mittels Dampfturbinen in Strom umgewandelt. Russische Physiker haben vor etwa 30 Jahren eine torusförmige Anordnung für ihre Fusionsexperimente als besonders günstig erkannt. Auf der Basis dieses Tokamak-Prinzips haben sich die meisten Magnetfusionsexperimente fortentwickelt.

Im Bereich der Magnetfusion besteht seit etwas mehr als 10 Jahren eine intensive internationale Kooperation, die insbesondere die Forschungs- und Entwicklungsprogramme der Europäischen Union, Japans, der USA und Rußlands umfaßt.

Das aktuelle Etappenziel ist die Errichtung eines Internationalen Thermonuklearen Experimentalreaktors (ITER), der die wissenschaftliche Machbarkeit der Fusion demonstrieren und angemessene Auslegungsdaten für einen ersten Demonstrationsreaktor liefern soll. Die Fusionsforschung will langfristig eine neuartige Nuklearreaktorkonzeption verwirklichen, die den bislang bekannten Spaltreaktoren, insbesondere was Sicherheits- und Umweltaspekte angeht, überlegen sein soll. Daher erscheint es sinnvoll, Fusionsreaktorkonzepte ebenfalls zu betrachten.

## Auswahl

Bei der Fusion wählen wir vorrangig die internationalen Aktivitäten in Verbindung mit dem geplanten Internationalen Thermonuklearen Experimentalreaktor (ITER) aus.

Auch wenn für einen möglichen ersten Leistungsreaktor auf der Basis des magnetischen Einschlußprinzips noch ein erheblicher Entwicklungs- und Forschungsaufwand erforderlich ist und dementsprechend viele Designparameter noch offen sind, soll diese zur Zeit als am aussichtsreichsten angesehene Entwicklungslinie über ITER als zu untersuchende Konzeption behandelt werden. Dafür spricht auch, daß allein von der Europäischen Union bereits fast 10 Milliarden ECU in diese Entwicklungslinie geflossen sind.<sup>7</sup>

Was die Trägheitseinschlußfusion angeht, so sollen zivile Projekte am Rande mitbetrachtet werden. Neben der Trägheits- und Magneteinschlußfusion (Tokamak-Linie) sind weitere Konzepte

---

<sup>7</sup> Nach [Barabaschi 1996, 16]. Die Aufwendungen in den USA für die Erforschung der Fusion im Bereich der Energiegewinnung entspricht bislang etwa 15 Milliarden US\$ (in 1992 Dollar) [PCAST 1995, 27].

für die Realisierung der Fusion denkbar und in Ansätzen wissenschaftlich untersucht worden. Da die Forschung aber fast ausschließlich durch die beiden hier näher besprochenen Konzepte weltweit dominiert wird, erscheint es sinnvoll, sich im Rahmen dieser Review-Studie im wesentlichen auf diese zu konzentrieren.

### 3 Betrachtungsraster

Für diese Studie soll ein angemessenes Betrachtungsraster zur detaillierteren Beschreibung der ausgewählten fortgeschrittenen Nuklearsysteme zur Anwendung kommen. Dabei wurde ein recht grobes Raster genutzt, damit wesentliche Eigenschaften der untersuchten Systeme in vergleichbarer Form übersichtlich dargestellt werden können. Diese Vorgehensweise ermöglicht im Rahmen dieser Studie eine sinnvolle Charakterisierung mehrerer verschiedener Systeme bei vergleichsweise moderatem Aufwand.

Die Betrachtung soll durch die Angabe eines Vergleichsobjekts im Bereich bekannter Nuklearsysteme erleichtert werden. So soll es möglich werden, dem Leser sehr rasch und überblicksartig einen Eindruck von den angestrebten technischen Neuerungen im Hinblick auf bewertungsrelevante Eigenschaften der in Entwicklung befindlichen Systeme zu geben. Angaben im Vergleich zu einem bekannten System sind insbesondere auch dann ein vernünftig gangbarer Beschreibungsweg, wenn kaum, wenige bzw. keine exakten quantitativen Angaben vorliegen.

Als Vergleichsmaßstab (sofern für eine Einstufung erforderlich) dienen die entsprechenden Eigenschaften der bislang im Einsatz befindlichen Druckwasserreaktoren (DWR) großer Leistung (> 1000 MW). Dieser Reaktortyp eignet sich deshalb als Maßstab, weil er zum einen weltweit der am häufigsten eingesetzte ist und zum anderen seine Eigenschaften durch langjährige Betriebserfahrung am besten bekannt sind, Risikostudien vorliegen und Reaktorüberprüfungen durchgeführt wurden, die breit akzeptierte Angaben möglich machen.

#### 3.1 Sieben Betrachtungsperspektiven

Im folgenden werden sieben wesentliche Betrachtungsperspektiven erläutert, die für unsere Untersuchung im Rahmen dieser Studie grundlegend sein sollen.

##### 1. Sicherheit der Anlagen

Die im Betrieb befindlichen DWR weisen die Möglichkeit von Kernschmelzen und massiven Freisetzungen radioaktiver Substanzen auf. Dies trägt wesentlich zu den Akzeptanzproblemen im Zusammenhang mit der Kernenergienutzung bei. Die Realisierungschance eines zukünftigen Reaktorsystems wird deshalb erheblich von seinem Risikopotential und seinen technischen Vorkehrungen, eine massive Radioaktivitätsfreisetzung auszuschließen, bestimmt werden.

Die Internationale Atomenergieorganisation fordert in einer von einer internationalen Expertenkommission verfaßten Empfehlung für die Entwicklung und Einführung neuer Reaktorkonzepte, welche in der Zeit von 1991–1994 erarbeitet wurde [IAEA 1995a], daß für alle betrachteten schweren Unfälle keine ernstesten radiologischen Auswirkungen („no significant radiological consequences“ — vgl. [IAEA 1995a, 26]) resultieren dürfen, und daß die Wahrscheinlichkeit für einen schweren Unfall, der zu ernstesten radiologischen Auswirkungen führen kann, extrem gering ist: „... to ensure that for all severe accidents addressed in the design there are no serious radiological consequences; and to ensure that the likelihood of any severe accident that could have serious radiological consequences is extremely small“ [IAEA 1995a, 25].

Die Empfehlungen der IAEO enthalten folgende drei Elemente:

- für alle Auslegungsstörfälle müssen die radiologischen Konsequenzen vernachlässigbar sein und innerhalb vorgeschriebener Grenzen liegen,
- alle schweren Unfälle, die bei der Auslegung berücksichtigt wurden („severe accidents addressed in the design“), dürfen keine schwerwiegenden radiologischen Konsequenzen haben,
- die Wahrscheinlichkeit bzw. Möglichkeit irgendeines schweren Unfalls mit möglicherweise schweren radiologischen Konsequenzen muß extrem klein sein.

Mit probabilistischen Methoden wird versucht, das Risiko für bestimmte Schadenzustände zu quantifizieren. Entsprechende Studien haben einen Wert für die Einschätzung bereits bekannter, unerwünschter Ereignisketten und können für anlagenspezifische Verbesserungen der Sicherheitseigenschaften wertvolle Informationen liefern. In [IAEA 1995a, 28] wird jedoch zur Vorsicht gemahnt, probabilistische Ziele bei der Durchführung der Aufsicht anzuwenden. Vielmehr könnten Ergebnisse von Studien der Probabilistic Safety Analysis (PSA) bei der Festlegung risikorelevanter deterministischer Kriterien für die Beaufsichtigung dienlich sein. Unter diesen Voraussetzungen können probabilistische Sicherheitsziele ein wichtiges Hilfsmittel im Entscheidungsprozeß zur Festlegung der zu berücksichtigenden Störfälle darstellen. Als prinzipielle Beispiele werden in [IAEA 1995a, 28] die INSAG-3 Safety Objectives angeführt mit einer Häufigkeit von  $< 10^{-5}$  pro Jahr und Anlage für Kernschäden und  $< 10^{-6}$  pro Jahr und Anlage für große Freisetzungen.

Auch wenn die IAEO-Forderungen Interpretations- und Gestaltungsspielräume lassen, ist klar, daß die Anforderungen an zukünftige Reaktoren qualitativ und quantitativ erheblich schärfer sind als an derzeitige Reaktoren.

Das Deutsche Atomgesetz (AtG) wurde 1994 novelliert und kann beispielhaft für die Manifestierung dieser Forderung in Genehmigungsverfahren angeführt werden. Nach §7 Abs. 2a AtG darf eine Genehmigung nur dann erteilt werden, wenn „auch Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich machen würden“ [AtG 1998].

Die Eigenschaft, daß keine einschneidenden Schutzmaßnahmen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage bei Unfällen erforderlich sind, soll im folgenden als „Katastrophenfreiheit“ bezeichnet werden. Katastrophenfrei wäre demnach ein Reaktor dann, wenn bei allen denkbaren Unfällen massive Freisetzungen radiologischer Substanzen in die Umgebung, die zu beobachtbaren gesundheitlichen Frühschäden der allgemeinen Bevölkerung im Sinne der o.a. Empfehlung in [IAEA 1995a, 25/26] führen können, deterministisch auszuschließen sind, wobei eine Betrachtungsnachweisgrenze zu definieren ist.

Zur Konkretisierung der jeweiligen Entwicklungsziele und -möglichkeiten sollen im Rahmen unserer Betrachtungen, wenn möglich, folgende Angaben gemacht werden:

- Wie hoch sind die maximalen im Normalbetrieb zu erwartenden radiologischen Belastungen (Angabe in absoluten Zahlen [Sv] oder im Vergleich zum DWR)?
- Angaben zum radioaktiven Inventar (absolute Zahl [Ci] oder im Vergleich zum DWR).
- Abschätzungen zur Unfallhäufigkeit.
- Angaben zur maximal erwartbaren Freisetzung radioaktiven Materials bei Unfällen bzw. Angaben zu maximal zu erwartenden radiologischen Belastungen (absolute Zahl [Bq] oder [Sv])

oder im Vergleich zum DWR).

- Sind massive Radioaktivitätsfreisetzungen (deterministisch — bzw. aufgrund extrem geringer Wahrscheinlichkeit) unter Berücksichtigung der Betrachtungs- bzw. Nachweisgrenze ausgeschlossen oder wird eine Wahrscheinlichkeit für solche unerwünschten Ereignisse pro Reaktorbetriebsjahr angegeben?

## 2. Brennstoff

Bislang dient Uran als Brennstoff für Kernreaktoren, das zumeist durch Anreicherung des spaltbaren Isotops Uran-235 zu schwach angereichertem Reaktorbrandstoff verarbeitet wird. In einigen Fällen wird auch Plutonium, das durch Abtrennung aus abgebranntem Reaktorbrandstoff gewonnen wurde, in der Form von Uran-Plutonium Mischoxidbrandstoff (MOX) genutzt. Die Frage der Brennstoffe ist relevant, da die zu energiewirtschaftlich vernünftigen Preisen abbaubaren Uranvorräte begrenzt sind und eine über Jahrhunderte tragfähige Stromwirtschaft nach heutigem Stand nicht auf Uran als Brennstoffquelle aufgebaut werden kann. Daher sind Angaben zu Alternativmöglichkeiten zur Uran-Nutzung oder zur Uran/Plutonium-Nutzung von Bedeutung.

Die Reichweite des Uran ist real beschränkt, auch wenn heute nicht eindeutig prognostizierbar ist, wann das Rohstoffende erreicht sein wird. Dies hängt insbesondere von den Schürfkosten, der Gesamtzahl betriebener Kraftwerke und den Stromgestehungskosten im Vergleich mit anderen Stromproduktionstechnologien ab. Nach heutigem Kenntnisstand und gleichbleibendem Ausbau der Kernenergie ist von einer Reichweite des Urans von etwa 60 Jahren auszugehen, bei einem Uranpreis von bis zu 130 Dollar pro Kilogramm (etwa das siebenfache des heutigen Preises). Dies würde sich in den Stromgestehungskosten bereits mit etwa 0,01 SFr niederschlagen. Die spekulativ ausbeutbaren Lagerstätten könnten eventuell noch viermal größer sein, aber die Kosten für den Abbau wären weit höher.<sup>8</sup>

## 3. Proliferationsrisiken<sup>9</sup>

In heute genutzten Leichtwasserreaktoren werden durch Reaktionen schwerer Atomkerne mit Neutronen zwangsläufig Aktiniden erzeugt, die auch in Kernwaffen eingesetzt werden können. Dabei handelt es sich insbesondere um den Aufbau von Isotopen des Elements Plutonium, das aus im Brennstoff befindlichem Uran entsteht. Demnach besitzen diese Reaktortypen ein inhärentes Proliferationsrisiko. Da dieses Risiko eine wichtige Rolle bei der Akzeptanz der Kernenergie beziehungsweise bei der internationalen Verträglichkeit spielt, wird es als ein wesentliches Betrachtungskriterium eingeführt.

Allerdings bleibt der erzeugte waffengrädige Stoff zunächst im abgebrannten Brennstoff eingeschlossen, daher ist es auch von Bedeutung, ob die Abtrennung waffengrädiger Stoffe im Rahmen der zivilen Kernenergienutzung vorgesehen ist oder nicht. Damit wäre eine denkbare Nähe zur Waffennutzung größer oder geringer. Das kurzfristig relevante Proliferationsrisiko ist also der direkte Zugriff auf Spaltstoffe, die für Kernwaffen verwendet werden können, während das Langfrisirisiko in der Erzeugung von waffengrädigen Stoffen generell besteht.

---

<sup>8</sup> Vergl. hierzu genauer Ausführungen in [Liebert 1997a, 264 ff] und das Stichwort Uranreichweite in Anhang III.1.

<sup>9</sup> Vergl. Anhang III.2.

Wenn nicht Uran der Grundstoff für zur Verwendung kommende Brennstoffe ist, können auch andere waffengrädige Spaltstoffe im Reaktor erzeugt werden (z. B. das Uranisotop Uran-233 in thoriumhaltigem Brennstoff).

Daher sollen, wenn möglich, Angaben über die Art und die Verwendung oder Erzeugung waffengrädiger Stoffe in den Reaktoren gemacht werden und ihr Proliferationsrisiko im Vergleich zum DWR abgeschätzt werden. Beim DWR ist zu unterscheiden zwischen dem once-through cycle (direkte Endlagerung plutoniumhaltiger abgebrannter Brennelemente) und der Option der Plutonium-Wiederverwertung (Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe, Plutoniumabtrennung, Einsatz von Plutonium-Uran-MOX in DWR). Hinzu können ggf. weitere Betrachtungen zum Proliferationsrisiko der verwendeten Technologien bzw. der jeweiligen Betriebsart der Nuklearanlagen kommen.

#### 4. Ökonomie

Die ökonomische Attraktivität zukünftiger Kernreaktorkonzepte ist wegen der Konkurrenz zu anderen Energieträgern ein wesentlicher Gesichtspunkt. Die Liberalisierung der Strommärkte wird den Druck durch immer noch niedrige Kosten fossiler Energieträger eher erhöhen, auch wenn diese, wie im Falle von Öl und Gas, nur einen sehr begrenzten Nutzungshorizont haben.

Beim Preisvergleich sollte aber beachtet werden, daß die Wichtungen beim Einsatz verschiedener Primärenergieträger oder erneuerbarer Energiequellen sich aus heutiger Sicht anders darstellen kann als bei energiewirtschaftlicher Berücksichtigung der zu erwartenden Erschöpfung fossiler Energieträger und ihrer klimarelevanten Emissionen (beispielsweise wenn die Energiesteuerdebatte zu fiskalischen Instrumenten führt). Daher dient auch hier als grober Vergleichsmaßstab der DWR. Angaben zu Investitionskosten beim Bau und Stromerzeugungskosten nach heutiger Rechnung geben eine grobe Vergleichsbasis, auch wenn Entwicklungs-, Betriebs- und Entsorgungskosten im Prinzip mit zu berücksichtigen wären.

#### 5. Einsatzmöglichkeiten

Bisher wurde die Energiegewinnung durch Kernspaltung fast ausschließlich zur Erzeugung von Elektrizität eingesetzt. Andere Möglichkeiten, wenn man von Anwendungen in Forschung und in Medizin absieht, wurden bislang nicht in einem wesentlichen Umfang realisiert. Deshalb orientieren sich Vergleiche der Kernenergie mit anderen Energieträgern (z. B. hinsichtlich der Wirtschaftlichkeit) im wesentlichen an nichtnuklearen Energieträgern, die ebenfalls zur Stromproduktion einsetzbar sind. Neue Einsatzmöglichkeiten der Kernenergie könnten zusätzliche Aspekte in die Diskussion einbringen und zu neuen Wichtungen führen. Beispielsweise könnten neue Anwendungsbereiche der Kernenergie durch die Auskopplung von Prozeßwärme erschlossen werden.

Nahezu sämtliche Reaktorkonzepte basieren auf dem Einsatz des Brennstoffes Uran. Diese Technologie führt sowohl zu Belastungen der Umwelt bei der Urangewinnung als auch zu einer erheblichen Nachsorgeproblematik aufgrund der Erzeugung großer Mengen von Spaltprodukten und radioaktiven Nukliden durch neutronenaktivierte Strukturmaterialien (Hüllrohre der Brennelemente, Einbauten und Wandung des Reaktordruckbehälters etc.). Konzepte auf Basis neuer Kernbrennstoffe oder Konzepte, die zu einer Reduzierung der produzierten radioaktiven Abfälle gegenüber Leichtwasserreaktoren führen, könnten insbesondere mit Blick auf Brennstoffgewin-

nung und Abfallentsorgung von besonderem Interesse sein.

## 6. Erfordernisse für die Nachsorge

Ein wesentlicher Aspekt bei der Bewertung von Nuklearsystemen ist die Frage nach erforderlichen Schutzmaßnahmen und Aufwand bei der Behandlung der erzeugten radioaktiven Abfälle. Eine Entsorgung der radioaktiven Abfälle wird dann erforderlich, wenn die spezifischen Nuklidaktivitäten in den Abfällen (Zerfälle in Bq eines bestimmten Nuklids pro kg Abfall) die entsprechenden Grenzwerte überschreiten und die Abfälle somit isoliert von der Umwelt gelagert werden müssen. Aufgrund des radioaktiven Zerfalls der Nuklide nimmt die spezifische Aktivität der Abfälle im Laufe der Zeit ab. Dadurch könnte bei Abfällen mit schnell abklingenden Nukliden nach einer entsprechenden Zwischenlagerzeit die spezifische Aktivität unter die Grenzwerte abgeklungen sein und eine geologische Endlagerung nicht erforderlich werden. Deshalb bestimmen die Halbwertszeiten, aber auch die Radiotoxizität und das Migrationsverhalten (Beweglichkeit in der jeweiligen Endlagerumgebung) der Nuklide, wie lange die Abfälle von der Umwelt isoliert gelagert werden müssen und welcher Aufwand für einen sicheren Einschluß (Isolierung von der Umwelt) erforderlich ist. Nuklide dürfen nur in solchen Mengen aus einem Lager entweichen, daß keine relevanten radiologischen Belastungen in der Umgebung verursacht werden, weshalb sie, abhängig vom Abklingverhalten ihrer Aktivität, ausreichend lange zurückgehalten werden müssen. Insbesondere langlebige Nuklide in hohen Konzentrationen können deshalb einen langfristigen Einschluß der Abfälle im Endlager erfordern, wobei Zeiträume anvisiert werden müssen, die den menschlichen Erfahrungs- und Geschichtshorizont bei weitem überschreiten.

Aus diesen Überlegungen ließen sich drei prinzipielle Szenarien unterscheiden: 1) eine geologische Endlagerung für Zeiträume in der Größenordnung von Jahrmillionen, 2) eine Lagerung über einen Zeitraum von mehreren Jahrhunderten, deren Anforderungen an einen sicheren Abschluß denjenigen der geologischen Endlagerung weitgehendst entsprechen, 3) eine oberflächennahe Lagerung, sofern die Abfälle innerhalb kurzer Zeiträume (etwa Jahrzehnte) zerfallen.

Aufgrund der großen Umweltrelevanz der radioaktiven Abfälle sollte zur Bewertung zukünftiger Nuklearsysteme eine grobe Klassifizierung der Art der anfallenden Abfälle (Nuklidzusammensetzung; insbesondere im Hinblick auf das Erfordernis einer langfristigen Isolation von der Umwelt), der spezifischen Aktivität und der voraussichtlich anfallenden Menge radioaktiver Abfälle vorgenommen werden. Wenn möglich, soll der Lagerbedarf deutlich gemacht werden.<sup>10</sup> Darüber hinaus sollte der Zeithorizont, für den eine Lagerungsnotwendigkeit erforderlich sein wird, abgeschätzt werden können.

## 7. Stand der Konzeptrealisierung und Realisierungszeitraum

In die Untersuchung werden auch Systeme einbezogen, die sich zwar hinsichtlich ihrer „Neuartigkeit“ nur gering von bereits bestehenden Konzepten unterscheiden (vgl. Kapitel 2.1), jedoch eine große Aktualität aufweisen, weil entweder

- eine Genehmigungsprozedur bereits angelaufen, absehbar oder abgeschlossen ist oder

---

<sup>10</sup> Dabei spielt die Unterscheidung in wärmeentwickelnde und nichtwärmeentwickelnde Abfälle eine wichtige Rolle. Darauf kann jedoch im Rahmen dieser Review-Studie nicht weiter eingegangen werden.

- ein hoher Entwicklungsaufwand geleistet wurde und die Entwicklung weitergeführt wird.

Wesentlich ist der Zeitraum, in dem mit einer Realisierung von Reaktorkonzepten gerechnet werden kann, sowie die Frage, mit welchem Entwicklungsaufwand zu rechnen ist. Was kann in einem überschaubaren Rahmen von wenigen Jahren bis zu einem Jahrzehnt serienreif werden? Wo beträgt der Entwicklungszeitraum eher zwei Jahrzehnte? Oder sind noch weit längere Realisierungszeiträume zu erwarten (etwa bis zu 50 Jahren)? Welche Probleme sind auf dem Weg zur Realisierung zu erwarten?

Wenn möglich sollten zu folgenden Punkten Angaben vorhanden sein:

- Planungsstand.

Bei den Angaben zum Planungsstand orientieren wir uns an den folgenden Definitionen aus [IAEA 1997c, 19], wie sie auch in [PSI 1996, 60] dargestellt sind:

- „Concept description“ (IAEA) - Vorkonzept (PSI) – [Umfang: ein Papier].  
Die Grundideen und Ziele sind beschrieben; es existieren einige Rechnungen/Skizzen/Daten; der Entwicklungs- und Testbedarf ist identifiziert, es gibt grobe Schätzungen von Kosten und Terminen.
- „Conceptual design“ (IAEA) - Konzept (PSI) – [Umfang: ausführliche Beschreibung].

Es existieren Zeichnungen einiger Komponenten und Anordnungen; es liegen einige Flußdiagramme und Kurzbeschreibungen von Hauptkomponenten und -systemen vor; konzeptrelevante Ereignisse und Störfälle wurden identifiziert.

- „Basic design“ (IAEA) - Basisauslegung (PSI) – [Umfang: mehrere Ordner].  
Der Umfang der gesamten Anlage ist definiert; komplette Listen der Hauptkomponenten, -systeme und -strukturen liegen vor; der Spezifikations- und Dokumentationsrahmen ist definiert; umfassende Unfallanalysen sind abgeschlossen; spezifische Kostenschätzungen und ein Hauptterminplan sind vorbereitet.
- „Detailed design“ (IAEA) - Detailauslegung (PSI) – [Umfang: Tausende von Dokumenten.]  
Fast die komplette Auslegung und der komplette Terminplan liegen vor; es gibt Fabrikations-, Beschaffungs- und Inbetriebnahmespezifikationen; gewisse Genehmigungsdokumente und Behördenbewilligungen liegen vor.
- „Site-specific design & Engineering“ (IAEA).  
Auf die lokalen Bedingungen der Anlage bezogene Planungen liegen vor, Abschließende Sicherheitsuntersuchungen wurden vorgenommen.

- Realisierungszeitraum (z. B.: Bis wann ist der Bau eines Prototyps geplant? Bis wann kann mit einer ersten kommerziellen Anlage gerechnet werden?).
- Stand des Genehmigungsverfahrens (z. B.: Ist ein Genehmigungsverfahren geplant, in Vorbereitung, laufend, bereits abgeschlossen?).
- Investierter Entwicklungsaufwand (z. B.: Welche Angaben zu bisher aufgewendeten Kosten sind vorhanden? - Wer ist der Hauptträger der bisherigen Entwicklungen, Industrie oder Forschung? - Basiert das Konzept auf bisherigen Erfahrungen mit Kernreaktoren oder auf neuen Forschungsergebnissen?).
- Derzeitige Entwicklungsbemühungen (z. B.: Ist die Weiterentwicklung eingestellt, auf Eis

gelegt, geplant oder wird derzeit weiterentwickelt?).

### 3.2 Vergleichsmaßstab: DWR

Als Vergleichsparameter für das o.a. Betrachtungsraaster werden die im folgenden aufgeführten Eigenschaften der bislang im Einsatz befindlichen Druckwasserreaktoren großer Leistung (ca. 1300-MWe) herangezogen.

#### 1. Sicherheit der Anlagen

Wir beziehen uns hierbei weitgehend auf Angaben der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke ([GRS 1980], [GRS 1990]), die den 1976 in Betrieb gegangenen Druckwasserreaktor Biblis-B zum Gegenstand der Untersuchung macht und in seiner Phase B Änderungen der Anlage mitberücksichtigt, die bis Ende der achtziger Jahre vorgenommen wurden. Der Rückgriff auf die deutsche Risikostudie ist damit begründet, daß einerseits die leichte Zugänglichkeit für die Autoren ein wesentliches Kriterium darstellt und daß andererseits PSA orientierte Analysen von DWR in den USA, wo die meisten Reaktoren dieses Typs betrieben werden, überwiegend zu weit schlechteren Einschätzungen der Sicherheitseigenschaften kommen. Eine gewisse Repräsentativität der angegebenen Zahlenwerte sollte jedoch gegeben sein, daher wurden nicht Einzeluntersuchungen über lediglich zwei in der Schweiz betriebene DWR als Referenzfall gewählt. Gleichwohl werden im folgenden einige Angaben zu schweizer DWR gemacht.

- Als Vergleichswerte für die Belastung der Bevölkerung durch radioaktive Emissionen aus Kernkraftwerken im Normalbetrieb können Daten für deutsche DWR mit Leistungen > 1000 MW angeführt werden. Beispielsweise liegen gemäß dem „Jahresbericht Umweltradioaktivität 1994“ [BMU 1997] des Bundesumweltministeriums bei diesen Reaktoren die jährlichen effektiven Dosen Erwachsener und Kleinkinder zwischen <100 µSv und 1 mSv. Diese Werte wurden nach den Methoden der deutschen „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 der Strahlenschutzverordnung“ [AVV 1990]<sup>11</sup> rechnerisch ermittelt.
- Das radioaktive Inventar eines Reaktors liefert Aussagen über das theoretisch mögliche Freisetzungspotential einer Anlage bei Unfällen. Die gesamte Aktivität im Reaktorkern eines DWR mit 1300 MW Leistung beträgt gemäß der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke Phase A [GRS 1980] ca.  $6,8 \cdot 10^9$  Curie entsprechend  $2,5 \cdot 10^{20}$  Bq (eine halbe Stunde nach Abschalten; je 1/3 der Brennelemente mit Abbränden zu 10, 19,6 und 33,5 MWd/kg). Bei einem Vergleich der Inventare unterschiedlicher Reaktortypen ist zu berücksichtigen, daß die radiologischen Auswirkungen bei einem Unfall durch die Freisetzunganteile und die Zusammensetzung der Radionuklide bestimmt werden. Eine wesentliche Rolle kommt dabei den Edelgasen (Xenon, Krypton) und den leichtflüchtigen Elementen (beispielsweise Jod, Cäsium und Tellur) zu, die bei einem Unfall schon in einer frühen Phase freigesetzt werden können. Die entsprechenden Anteile dieser Nuklide am Gesamtinventar betragen nach der Deutschen Risikostudie Phase A (DRS-A) [GRS 1980, 16]: Edelgase ca. 6%, Jod ca. 7,5%, Cäsium ca. 0,4%, Tellur ca. 2,5%. In der Deutschen Risikostudie Phase B (DRS-B) [GRS 1990, 807]

<sup>11</sup> Vergleichswerte wären deshalb nach demselben Rechenmodell zu ermitteln, sind aber i. d. R nicht erhältlich.

werden z. B. für ein großflächiges Containmentversagen folgende Freisetzungsanteile angegeben: Edelgase ca. 100%, Jod, Cäsium und Tellur ca. 50–90%.

- Bei einem Unfall werden die Auswirkungen auf die Umgebung durch die maximal in die Umgebung abgegebene Aktivität bestimmt. Bei dem in [GRS 1981, 16] untersuchten Unfall bei einem DWR werden Kollektivdosen bis zu  $2,6 \cdot 10^6$  man-Sv ermittelt. In der DRS-B [GRS 1990, 74] wurden keine Unfallfolgenrechnungen durchgeführt. Die bei einzelnen Personen unmittelbar nach einem solchen Unfall in der Umgebung des Kernkraftwerkes (wenige Kilometer) auftretenden Belastungen können bis zu ca. 100 Sv (sowohl für Schilddrüsendosis als auch für effektive Dosis) betragen [Öko-Institut 1994].
- Bei den bisher in Betrieb befindlichen DWR großer Leistung sind Unfälle mit Freisetzungen großer Mengen radioaktiver Stoffe möglich. Für Reaktorunfälle wurden in Risikostudien Eintrittshäufigkeiten ermittelt. In der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke Phase B [GRS 1990] wird für einen repräsentativen DWR mit 1300 MW für die Häufigkeit von Schadenszuständen (Zustände aus denen sich ein Verlust von Barrieren entwickeln kann, so daß der Einschluß der radioaktiven Stoffe nicht mehr gewährleistet werden kann) ein Wert von  $3 \cdot 10^{-5}/a$  angegeben.

Derartige Schadenszustände führen zum Kernschmelzen, wenn eine ausreichende Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern durch anlageninternen Notfallmaßnahmen nicht wiederhergestellt werden kann.

Die gesamte Häufigkeit von Kernschmelzunfällen wird in [GRS 1990] mit  $3,6 \cdot 10^{-6}/a$  angegeben.<sup>12</sup> Welcher Prozentsatz davon zu einem frühen Versagen des Sicherheitsbehälters und einer massiven Freisetzung des Spaltproduktinventars führt, wird in der DRS-B nicht angegeben, da sich die Autoren zu einer entsprechenden Quantifizierung zum damaligen Zeitpunkt nicht in der Lage sahen.<sup>13</sup> Wegen der ungelösten Problematik von Wasserstoffexplosionen, Dampfexplosionen und Direct-Containment-Heating-Phänomenen wird in [Öko-Institut 1989a] davon ausgegangen, daß konservativerweise bei jedem Kernschmelzunfall ein frühzeitiges Containmentversagen unterstellt werden muß. Würde man unterstellen, daß die in der DRS-B ermittelte Kernschmelzhäufigkeit für eine Anzahl von 400 vergleichbaren Anlagen zutrifft und man diese für einen Zeitraum von 30 Jahren betreibt, so würde statistisch gesehen mit einer Wahrscheinlichkeit von ca. 3,5% ein Kernschmelzunfall mit massiven Freisetzungen innerhalb dieses Zeitraumes zu erwarten sein.

## 2. Brennstoff

Der DWR-Brennstoff basiert auf Uran, dessen Uranisotop Uran-235 angereichert ist (der Anreicherungsgrad von Uran-235 liegt bei 3–4%). Der Bedarf an Natururan beträgt pro Jahr und Reaktor etwa 210 Tonnen. Neben einer Befüllung der Reaktoren mit reinen Uranreaktorkernen

<sup>12</sup> Für die kleine in der Schweiz betriebene DWR-Anlage Beznau II (364 MWe) kommt die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) in einer detaillierten PSA-Untersuchung auf einen Wert von  $4,4 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr für eine durch interne Ereignisse ausgelöste Kernschadenshäufigkeit und leitet einen Wert für die totale Kernschadenshäufigkeit von  $1,1 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr ab. [HSK 1994]. Für das KKW Gösgen (ebenfalls DWR) wurden Ergebnisse einer PSA-Untersuchung veröffentlicht [Fleming et al. 1994]. Hier wird eine Kernschadenshäufigkeit von  $10^{-6}$  pro Jahr für interne Ereignisse angegeben.

<sup>13</sup> Die HSK gibt für Beznau II eine Freisetzungswahrscheinlichkeit von  $1,2 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr an, wobei eine Wahrscheinlichkeit von  $2,5 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr für massivere Radioaktivitätsfreisetzungen errechnet wird, die durch wesentliche Störfälle mit frühem Containmentversagen oder Umgehung des Containments ausgelöst sind [HSK 1994].

werden auch Reaktorkerne verwendet, die einen Brennelement-Anteil von 25%–50% MOX-Brennelemente enthalten können (das Mischoxid besteht aus ca. 5% Plutonium und 95% Uran). Die in der Praxis bislang eingesetzten Anteile an MOX-Brennelementen im Reaktorkern belaufen sich auf bis zu ca. 30%.

### 3. Proliferationsresistenz

Das Proliferationsrisiko eines DWR wird im wesentlichen bestimmt durch

- den eingesetzten Brennstoff, dessen Herstellung eine Technologie erfordert (Anreicherung von Uran-235), die auch zur Herstellung atomwaffenfähigen Materials (hochangereichertes Uran mit Uran-235-Anteilen > 20%) eingesetzt werden kann,
- die Menge an atomwaffenfähigem, spaltbarem Material, das beim Betrieb eines Reaktors erzeugt wird (bei einem DWR fallen jährlich etwa 250 kg waffentaugliches Plutonium pro installiertem Gigawatt elektrischer Leistung an),
- die weitere Bearbeitung der abgebrannten Brennelemente (durch die Abtrennung des Plutoniums in Wiederaufarbeitungsanlagen und die Herstellung von MOX-Brennelementen, wie sie in vielen europäischen Ländern erfolgt, wird ein direkter Zugang zu spaltbarem Material ermöglicht).

### 4. Ökonomie

Für eine Bewertung der Wirtschaftlichkeit von Reaktorkonzepten wären eigentlich sämtliche Kosten wie beispielsweise Bau-, Wartungs-, Betriebs- und Abrißkosten sowie die Brennstoff-, und Stromerzeugungskosten zu erfassen. Schon diese Kosten werden für die fortgeschrittenen Konzepte in der Regel nicht vorliegen oder ermittelbar sein. Wesentlich wären auch die externen Kosten (wie Nachsorge, Umwelt- und Gesundheitsschäden, potentielle Schäden bei Unfällen, FuE-Aufwendungen etc.). Angeben können wir allenfalls Investitionskosten für die Errichtung eines Reaktors und Stromgestehungskosten von den in jüngster Vergangenheit fertiggestellten DWR.

Beispielsweise betragen für die heutigen französischen DWR großer Leistung (N4) die Errichtungskosten gemäß Betreiberangaben ca. 21 Mrd. FF (5,2 Mrd. SFr)<sup>14</sup>, (Anlagen Chooz und Chivaux) [ENERP 1996]. Gemäß [ENERP 1997] als Prognose für einen N4-Reaktor Stromkosten zwischen 16,7 und 21,2 Centimes/kWh (4,1–5,3 Rp/kWh) angenommen.

Die Kosten für einen Konvoi-Reaktor (1300 MW - DWR) wurden in [NuclWeek 1997a] von NPI mit 3400 DM/kW (2808 SFr/kW) angegeben. Demgegenüber kostete der letzte in Deutschland fertiggestellte Konvoi Reaktor Neckarwestheim-2 rd. 5 Mrd. DM [ATW 1990, 36] (dies entspräche ca. 3200 SFr/kW). Bei einem aktuellen Angebot für einen Konvoi-Reaktor durch NPI (Nuclear Power International) an die Türkei werden gemäß [NuclWeek 1997b] deut-

---

<sup>14</sup> Zur besseren Vergleichbarkeit der zitierten Kostenangaben erfolgte jeweils eine Umrechnung in Schweizer Franken (in Klammer). Als Wechselkurs wurden aktuelle Werte vom 5.10.98 verwendet. Obwohl die Wechselkurse zum Zeitpunkt der Festlegung der zitierten Kosten davon abweichen können, sollte dennoch ein Vergleich möglich sein, insbesondere da die tatsächlichen Unsicherheitsbereiche der Kostenangaben sicherlich die Wechselkursschwankungen bei weitem übertreffen. Wechselkurse am 5.10.98, entnommen aus dem Internet (<http://finanzen.yahoo.de/forex.html>): 1 US\$ = 1,352 SFr, 1 DM = 0,825 SFr, 1 FF = 0,248 SFr, 1 ECU = 1,67 SFr.

lich niedrigere Preise von 1615 US\$/kW (2183 SFr/kW) für eine Einheit und 1511 US\$/kW (2042 SFr/kW) für zwei Einheiten veranschlagt. Westinghouse bietet im gleichen Zusammenhang einen 1218 MW-DWR für 2692 US\$/kW (3640 SFr/kW) an [NuclWeek 1997b].

Im Vergleich hierzu liegen die Errichtungskosten für das neueste schweizer Kernkraftwerk Leibstadt (SWR mit 1030 MW Leistung, Inbetriebnahme 1984) mit 5 Mrd. SFr (nach der Neuen Züricher Zeitung vom 27/28.8.1983, Nr. 199, 35 und einer Sonderbeilage zum Badener Tagblatt 8.10.1985) bereits 1984 beträchtlich höher (aus diesen Angaben errechnen sich leistungsspezifische Kosten von ca. 5000 SFr/kW). Nach diesen Quellen waren damit die Errichtungskosten für das KKW Leibstadt 2,5fach größer als die des fünf Jahre früher in Betrieb genommene schweizer KKW Gösgen (DWR, 970 MW Leistung). Die Stromgestehungskosten betragen nach Auskunft des Bundesamtes für Energie der Schweiz für das KKW Leibstadt 8,5 Rp/kWh (1995) und für das KKW Gösgen 5,04 Rp/kWh (1996).

Die voraussichtlichen Abrißkosten eines deutschen DWR großer Leistung liegen gemäß [EUR 1993] bei ca. 500 Mio. DM (400 Mio. SFr). Solche Angaben steigen jedoch erfahrungsgemäß im Laufe der Zeit an, so daß aktuelle Angaben wesentlich höher liegen dürften (beispielsweise wurde der Abriß von Würgassen mit 1,2 Mrd. DM (1 Mrd. SFr) beziffert).

## 5. Einsatzmöglichkeiten

Alle bisher weltweit kommerziell eingesetzten DWR mit großer Leistung dienen nahezu ausschließlich, mit nur wenigen Ausnahmen, der Stromerzeugung.

Bei einer Auslegung mit 100% plutoniumhaltigen MOX-Brennstoffen kann eine Netto-Reduktion von Plutonium erreicht werden [NAS 1995].<sup>15</sup> Dies ist aber bislang noch nirgends realisiert worden. Bei Verwendung inerter Brennstoffe, d. h. solchen, die kein Uran enthalten, ist eine deutliche Reduzierung von Plutoniumbeständen theoretisch möglich [Glaser 1998], [Kasemeyer 1998].

## 6. Erfordernisse für die Nachsorge

In Druckwasserreaktoren werden Abfälle gebildet, die aufgrund ihrer Nuklidzusammensetzung und Aktivität über enorme Zeiträume, die die historischen Zeiträume bei weitem überschreiten, von der Umwelt isoliert gelagert werden müssen (bis zu mehrere Millionen Jahren - [Kirchner 1995]). Die dominierenden Nuklide sind in solchen Zeiträumen nach [Kirchner, 1995] Americium-241 (die Halbwertszeit von Americium-241 beträgt zwar nur 433 Jahre, aber die Tochterprodukte weisen eine hohe Radiotoxizität auf) und Neptunium-237. Damit ist für Abfälle aus DWR ein geologisches Endlager erforderlich. Neben diesen hochradioaktiven Abfällen entsteht auch eine weit größere Menge an schwach- und mittelaktiven Abfällen im gesamten Bereich der nuklearen Ver- und Entsorgung.

Die entstehenden betrieblichen Abfallmengen eines deutschen Spaltungsreaktors werden von [Bartels 1992] mit einer Größenordnung von 5000 m<sup>3</sup> pro Anlage bei einem 30-jährigen Betrieb angegeben (zuzüglich wäre gegebenenfalls eine endzulagernde Abfallmenge von ca. 13.500 m<sup>3</sup> aus den Wiederaufarbeitungsanlagen zu berücksichtigen). Der Anteil der mittelaktiven Abfälle liegt in der Größenordnung von 10%. Die Menge an betrieblichen hochaktiven Abfällen ergibt sich aus den jährlich anfallenden abgebrannten Brennelementen (ca. 30 t Schwermetall pro Jahr bei einem

---

<sup>15</sup> Dies wird hier auch für andere Reaktorkonzepte diskutiert.

DWR mit 1300 MWe) über die Betriebsdauer (bei 30 Jahren Betriebsdauer würden demnach 900 t Schwermetall anfallen).

Schätzungen zu der anfallenden Menge radioaktiver Abfälle beim Abriß eines 1000 MW-Reaktors belaufen sich auf 7.500 m<sup>3</sup> bis 20.000 m<sup>3</sup> und sollen in einer ähnlich großen Menge wie die über den Betriebszeitraum kumulierten Betriebsabfälle liegen [Schmidt 1995]. Angaben über die über die Betriebszeit einschließlich Abriß akkumulierte Mengen an radioaktiven Abfällen für die Kernkraftwerke in der Schweiz<sup>16</sup> finden sich beispielsweise in [NAGRA 1994]. Die Mengen an mittelaktiven Abfällen und hochaktiven Abfällen werden nach dieser Quelle im wesentlichen von der Wiederaufarbeitung (WA) bestimmt. Aus Kernkraftwerken einschließlich der WA fallen demnach insgesamt in der Schweiz bis zum Jahr 2035 ca. 43.000 m<sup>3</sup> (KKW) und ca. 24.000 m<sup>3</sup> (WA) schwachaktive, ca. 6500 m<sup>3</sup> (WA) mittelaktive und ca. 500 m<sup>3</sup> (WA) hochaktive Abfälle an ([NAGRA 1994], Kapitel 5.3 bzw. Fig. 4 u. Fig. 5).

## 7. Stand der Konzeptrealisierung

Vergleichswert entfällt.

---

<sup>16</sup> Die Kernkraftwerke der Schweiz besitzen zusammen eine Leistung von etwa 3000 MWe.

## 4 Betrachtung ausgewählter fortgeschrittener Nuklearsysteme

In diesem Kapitel wird für die ausgewählten Reaktorkonzepte (siehe Kapitel 2) die vorhandene Literatur gemäß der einzelnen Betrachtungsperspektiven, wie sie in Kapitel 3 eingeführt wurden, untersucht. Dabei handelt es sich im wesentlichen um Angaben aus Unterlagen von Entwicklern oder Herstellern, aus entsprechender Fachliteratur, aus Review-Studien und TA-Studien, aus politikberatenden Reports, aus Expertenstellungen und aus anderen aussagekräftigen Quellen.

Sofern zu den einzelnen Merkmalen in der Literatur keine konkreten Angaben gefunden wurden, jedoch Vergleiche mit ähnlichen Systemen möglich sind, wird ein solcher Vergleich angeführt (beispielsweise wird dies in der Regel bei der Einschätzung des Proliferationsrisikos erforderlich sein). Sofern nur relative Aussagen möglich sind, beziehen sich diese in der Regel auf die entsprechenden Merkmale bereits in Betrieb befindlicher Druckwasserreaktoren (DWR) oder allgemeiner von Leichtwasserreaktoren (LWR).

### 4.1 „Evolutionäre“ Leichtwasserreaktoren hoher Leistung (> ca. 1000 MW): EPR

#### Ausgewähltes Konzept: Europäischer Druckwasserreaktor (EPR)

Im Rahmen eines deutsch-französischen Gemeinschaftsprojekts entschlossen sich Anfang 1992 die Electricité de France (EdF) und die deutschen Energieversorgungsunternehmen (EVU), ihre separaten Entwicklungsprogramme unter der Federführung von Nuclear Power International (NPI - eine Tochterfirma von Framatome und Siemens AG) zu „harmonisieren“ und in der gemeinsamen Entwicklung des EPR zusammenzufassen [Leny 1993]. Dabei wurde mit dem Ziel, ein in Frankreich und Deutschland genehmigungsfähiges Anlagenkonzept zu entwickeln, das auf dem internationalen Markt konkurrenzfähig sein soll, auch eine Ausdehnung auf den Inlandsmarkt beabsichtigt.

Siemens und Framatome begannen die gemeinsame EPR-Entwicklung im Auftrag von EdF und der deutschen EVU. Die Projektleitung liegt bei der Siemens/Framatome-Tochter NPI.

Das EPR-Konzept basiert auf einem Reaktor mit hoher Leistung. Die geplante Leistung von 1450 MWe wurde mit einer notwendigen Konkurrenzfähigkeit gegenüber fossilen Stromerzeugungsanlagen begründet, da die Wirtschaftlichkeit nach [Hüttl 1992] erst bei einer Leistungsgröße oberhalb 1000 MWe erreicht werde. Das Sicherheitskonzept des EPR wird als eine „evolutionäre Weiterentwicklung“ [Krugmann 1992] verstanden, welches auf den Erfahrungen mit den bereits bestehenden Reaktoren der französischen Reaktoren „N4“ und den deutschen „Konvoianlagen“ fußt.

In der Zwischenzeit wurde die Basisauslegung des EPR vorgelegt, auf der die folgenden Angaben beruhen. Eine Phase zur Optimierung von Sicherheit und Kosten wurde vor kurzem abgeschlossen [NuclWeek 1998d]. In dieser Phase wurde die anvisierte Leistung des EPR auf 1750 MW angehoben.

## 1. Sicherheit der Anlage

Die ursprüngliche Zielsetzung bei der Entwicklung des EPR im Hinblick auf die Sicherheit ist es, ein in Deutschland und Frankreich genehmigungsfähiges Konzept zu erreichen. Das bedeutet beispielsweise nach dem in Deutschland geltenden Atomgesetz, daß einschneidende Maßnahmen selbst bei einem schweren Reaktorunfall (wie z. B. Evakuierung der Bevölkerung) außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich sein dürfen.

Durch technische Neuerungen soll beim EPR zum einen „die Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Störfälle bereits unter das heute gültige Niveau abgesenkt“ werden, zum anderen sollen Maßnahmen ergriffen werden, die in der Lage sind, „solche schweren Ausfälle zu beherrschen, so daß deren Auswirkungen auf die Anlage selbst beschränkt bleiben und nicht zu schwerwiegenden Konsequenzen für die in der Umgebung der Anlage lebende Bevölkerung führen“ [Fischer 1997b, 37].

Das radioaktive Inventar im Kern des EPR (141 t Brennstoffinventar [KTG 1995, 63]) ist vergleichbar mit dem Inventar eines DWR großer Leistung. Die Wahrscheinlichkeit für einen Kernschmelzunfall wird von den Entwicklern (NPI) mit  $10^{-6}/a$  und die Wahrscheinlichkeit für einen Kernschmelzunfall mit frühem Versagen des Sicherheitsbehälters mit  $< 10^{-7}/a$  beziffert [Fischer 1997b]. Die diesen Werten zugrundeliegenden Analysen wurden allerdings noch nicht von anderen Stellen überprüft oder begutachtet. Ferner ist offen, ob mit dem EPR die Anforderungen des § 7 Abs. 2c des deutschen Atomgesetzes erfüllt würden, da weder die Leitlinien für zukünftige Sicherheitsanforderungen verabschiedet sind noch probabilistische Auslegungswerte mit dem Atomgesetz vereinbar sind.

In der praktischen Bewertung umstritten ist, ob die geplanten Maßnahmen zur Verhinderung eines Containmentversagens bei einem Kernschmelzunfall tatsächlich die notwendigen Verbesserungen erbringen. Nach [Hahn 1997] sind die Anforderungen an die Rückhaltefunktion des Containments unter Kernschmelzunfallbedingungen sehr hoch, wenn Evakuierungsmaßnahmen entbehrlich sein sollen. So führen bereits die Jod- und Cäsiumfreisetzungen von mehr als  $10^{-4}$  des Inventars im Reaktorkern zur Überschreitung der Eingreifwerte der Rahmenrichtlinien für den Katastrophenschutz in Deutschland. Diese Werte liegen durchgängig unterhalb aller Freisetzunganteile sämtlicher in der Deutschen Risikostudie Phase B [GRS 1990] untersuchten Kernschmelzpfade in einem derzeitigen DWR.

Gemäß dem EPR-Tagungsband [KTG 1997] werden derzeit in einem breit angelegten Forschungs- und Entwicklungsprogramm die Phänomene während des Kernschmelzens so detailliert untersucht, daß die Wirksamkeit der Gegenmaßnahmen beurteilt werden kann. Die notwendigen Nachweise für die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen liegen bislang nicht vor. Die gegensätzlichen Auffassungen, die anzweifeln, daß diese Nachweise mit dem EPR-Konzept geführt werden können, sind an verschiedenen Stellen dokumentiert, z. B. in [Deutscher Bundestag 1993] oder in [EPR 1997].

Derzeit wird eine Optimierungsphase des EPR-Konzeptes durchgeführt [Fischer 1997b]. Für einen Vergleich des EPR mit den bisherigen DWR ist deshalb abzuwarten, ob sich in dieser Phase die Nachweise zur Erfüllung der sicherheitstechnischen Anforderungen erbringen lassen.

## 2. Brennstoff

Die Möglichkeit des Brennstoffeinsatzes reicht von Uran (5% Uran-235) bis zum MOX mit einem Anteil von 50% am Reaktorkern [Foret 1997]. Dadurch ergeben sich Unterschiede gegen-

über den bisher eingesetzten Druckwasserreaktoren (z. B. sind dadurch höhere Abbrände möglich). Beim EPR werden Abbrände von 60 MWd/kg [Appell 1997] bzw. bis zu 73 MWd/kg [NuclWeek 1996] anvisiert, um dadurch die Brennstoffkosten zu reduzieren und die Wettbewerbsfähigkeit zu verbessern.

### 3. Proliferation

Die Proliferationsrisiken im Zusammenhang mit dem EPR entsprechen im wesentlichen denen eines DWR.

Als Brennstoff wird beim EPR angereichertes Uran eingesetzt [Foret 1997], dies entspricht damit der bereits im DWR eingesetzten Brennstoffzusammensetzung. Der vorgesehene Einsatz von MOX-Brennelementen [Foret 1997] setzt voraus, daß auch die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente durchgeführt wird. Dadurch unterscheiden sich sowohl die Brennstoffherstellung für den EPR, als auch die Weiterbehandlung der Brennelemente (Endlagerung oder Wiederaufarbeitung) hinsichtlich der Proliferationsmöglichkeiten nicht wesentlich von den bisher eingesetzten DWR, es sei denn, auf die Wiederaufarbeitung von Brennstoff und MOX-Brennelementeneinsatz würde definitiv verzichtet.

### 4. Ökonomie

Das ökonomische Ziel bei der Entwicklung des EPR ist es, daß die Stromerzeugungskosten konkurrenzfähig mit anderen Primärenergieträgern sind [Fischer 1997b], wobei ein Kostenvorteil von 15% gegenüber den vergleichbaren fossilen Anlagen für den Grundlastbetrieb angestrebt wird [Appell 1997].

Die Baukosten (Investitionskosten) auf dem bisherigen Stand des EPR-Konzeptes werden nach Angaben der Entwickler auf 2800–3000 DM (2300–2500 SFr) pro kW beziffert (das entspräche bei einer 1530 MW-Anlage 4,3–4,6 Mrd. DM (3,6–3,8 Mrd. SFr)) [NuclWeek 1996], [NuclWeek 1997a]. Diese Zahlen gelten für eine Serienproduktion [NuclWeek 1997a]. Nach einer Optimierungsphase des „basic design“ werden nunmehr die aktuellen Kosten des EPR (mit einer Leistung von 1750 MW) auf 2350 DM/kW (1930 SFr/kW) beziffert [NuclWeek 1998d].

Das angestrebte Ziel war mit der ersten Fassung des „basic design“ noch nicht vollständig erreicht. Gemäß [Appell 1997] sind derzeit die abgeschätzten Stromerzeugungskosten des EPR vergleichbar mit denen der kombinierten Kraftwerke (Gas- und Dampfkraftwerke). Zukünftig dürften die kombinierten Kraftwerke jedoch einen Kostenvorteil von 5–10% aufweisen, da ihre Effektivität noch verbessert werden kann. Konkrete Angaben zu den Stromerzeugungskosten des EPR finden sich beispielsweise in [NuclWeek 1996] mit 3,06 cECU/kWh (5,1 Rp/kWh) (nach Entwicklerangaben) oder in [PSI 1996, 68] mit 6,0 Rp/kWh (Abschätzung von PSI). Einige Betreiber schätzen den EPR zur Zeit als zu teuer ein, so z. B. RWE (Rheinisch Westfälische Elektrizitätswerke) in [NuclWeek 1997c]. Nach Durchführung der Optimierungsphase belaufen sich die neuesten Angaben zu den anvisierten Stromerzeugungskosten auf 18 centimes/kWh (4,4 Rp/kWh) [NuclWeek 1998d].

Das Erreichen dieser Ziele wird jedoch von Kritikern in Frage gestellt. Gemäß [Traube 1997] sind die den Kalkulationen zugrundeliegenden Annahmen (Angaben in [Traube 1997]: z. B. müssen 10 Anlagen gebaut werden, hohe Verfügbarkeit, hoher Abbrand) als „äußerst mutig“ einzustufen und es wird bezweifelt, daß die Ziele erreicht werden können.

## 5. Einsatz

Der EPR ist ausschließlich zur Stromproduktion vorgesehen. Damit ergeben sich hinsichtlich der vorgesehenen Einsatzmöglichkeiten keine Unterschiede zu dem Referenz-DWR. Die Entwickler streben mit dem EPR-Konzept eine internationale Vermarktung an, sofern die erforderlichen Netze für die Elektrizitätsversorgung vorhanden und entsprechende energiewirtschaftliche Randbedingungen gegeben sind.

## 6. Nachsorge

Sowohl die Art des eingesetzten Brennstoffes, die Brennstoffmenge als auch die physikalisch-technische Auslegung des Reaktorkerns entsprechen denjenigen bisher eingesetzter DWR. Damit ergeben sich hinsichtlich der produzierten Mengen an radioaktiven Abfällen, hinsichtlich der spezifischen Aktivitäten der Abfälle und hinsichtlich der Nuklidzusammensetzung der Abfälle keine wesentlichen Unterschiede zu den in Betrieb befindlichen LWR. Die Nachsorgeproblematik beim EPR entspricht damit der des Referenz-DWR.

## 7. Realisierung

Die Entwicklung des EPR wurde von französischen und deutschen Reaktorbetreibern 1992 initiiert und wird von NPI, einem Konsortium aus französischen und deutschen Reaktorherstellern (Framatome und Siemens), durchgeführt. Neben der Zusammenarbeit auf Herstellerebene erfolgt im Rahmen der EPR-Entwicklung auch eine Kooperation der deutschen und französischen Genehmigungsbehörden und Beratergremien (Groupe permanente Réacteur (GPR) in Frankreich und Reaktorsicherheitskommission (RSK) in Deutschland) mit dem Ziel, Anforderungen an zukünftige Reaktoren zu definieren.<sup>17</sup>

Seit Mitte 1997 liegt die Basisauslegung („basic design“) für den EPR vor. Dieser Bericht umfaßt 4000 Seiten. Hierzu wurden mehr als eine Million Ingenieurstunden aufgewendet [Fischer 1997a, 38].<sup>18</sup> Eine Überarbeitung des „basic design“ im Hinblick auf eine Optimierung von Sicherheit und Kosten wurde vor kurzem abgeschlossen [NuclWeek 1998d].

Als folgender Schritt soll eine „detailed design“-Phase folgen, für deren Durchführung jedoch Voraussetzung ist, daß ein Standort für den EPR festgelegt ist [NuclWeek 1998a]. Gemäß [NuclWeek 1998d] wurde für einen möglichen Baubeginn des EPR das Jahr 2003–2004 anvisiert.

---

<sup>17</sup> Es gibt erste gemeinsame Papiere von GPR und RSK, aber eine endgültige Bewertung steht noch aus.

<sup>18</sup> Die hierfür aufzuwendenden Kosten schätzen wir zu mindestens 300 Mio. SFr ab.

## 4.2 Leicht- und Schwerwasserreaktoren mittlerer Leistung (100–600 MW)

### a) AP600

Die Entwicklung des AP600 („Advanced Passiv DWR) begann 1985 in den USA mit einer Studie des Electric Power Research Institute (EPRI). Die Entwicklung wurde weitergeführt durch Technologieprogramme des US-Department of Energy (DOE) zur Unterstützung fortgeschrittener Leichtwasserreaktoren (ALWR Passive Plant Utility Requirements). Das Ergebnis war ein „conceptual design“. Mit diesem Hintergrund wurde Westinghouse 1989 beauftragt, bis Ende 1994 ein genehmigungsfähiges Konzept für den AP600 zu entwickeln.

Mit dem AP600 sollte ein vereinfachter Druckwasserreaktor mit einer Leistung von 600 MW entwickelt werden, auf Basis bewährter DWR-Technologie aber mit dem Einsatz passiver Sicherheitssysteme. Das Ziel bei der Entwicklung des AP600 war es, eine Verbindung herzustellen zwischen dem Bedarf an elektrischer Energie und den aktuellen ökonomischen und umweltspezifischen Randbedingungen. Durch technische Vereinfachungen, den Einsatz passiver Sicherheitssysteme und weitere innovative Besonderheiten sollen sowohl Kosten reduziert als auch die Sicherheit erhöht werden [McIntyre 1992].

#### 1. Sicherheit der Anlage

Nach [McIntyre 1992] ist das übergeordnete sicherheitstechnische Ziel beim AP600, einen hohen Grad an Sicherheit für die Öffentlichkeit zu erreichen. Die radioaktiven Freisetzungen bei Unfällen sollen gering sein, damit die Bestrebungen unterstützt werden, auf Evakuierungen der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage verzichten zu können. Für den AP600 soll eine Kernschmelzhäufigkeit aufgrund interner und externer Ereignisse von weniger als  $10^{-5}/a$ , wie es in dem ALWR-Programm als Zielsetzung formuliert ist [McIntyre 1992], realisiert werden. Für die Häufigkeit von Freisetzungen soll gemäß [IAEA 1996b] ein Wert von  $<10^{-6}/a$  angestrebt werden.

Die Menge an radioaktivem Inventar im Kern des AP600 entspricht aufgrund der Brennstoffmenge von 66,9 t [IAEA 1997a, 401] etwa der Hälfte des Inventars eines großen DWR (entsprechend dem Leistungsverhältnis von 1:2).

Sicherheitssysteme des AP600 werden in soweit passiv ausgelegt, daß Bedienungseingriffe innerhalb von 72 Stunden nach einem Unfall nicht erforderlich sind [IAEA 1996a, 244].

Gemäß Angaben von Westinghouse (Stand: 1992) beträgt die durch Unfallanalysen ermittelte Kernschadenshäufigkeit beim AP600  $3,3 \cdot 10^{-7}/a$ . Relevante Freisetzungen oder Containmentversagen sollten nochmals 100fach weniger wahrscheinlich sein. Die Ganzkörperdosis in der Umgebung der Anlage sollte bei Unfällen weniger als 10 mSv betragen [McIntyre 1992].

In [OECD 1991, 25] ist für die Häufigkeit von Kernschäden durch interne Ereignisse ein Wert von  $1,2 \cdot 10^{-6}$  pro Reaktorjahr angegeben. Relevante radioaktive Freisetzungen sind dieser Quelle nach mit einer Häufigkeit von  $< 10^{-7}$  zu erwarten.

Quellen jüngerer Datums geben an, daß auf Basis probabilistischer Sicherheitsanalysen für den AP600 Häufigkeiten für Beschädigungen des Reaktorkernes von  $3 \cdot 10^{-7}/a$  [IAEA 1996b] und Häufigkeiten für große Freisetzungen von  $9 \cdot 10^{-8}/a$  [IAEA 1996b] bzw.  $3 \cdot 10^{-8}/a$  [IAEA 1997a, 393] ermittelt wurden. Angaben zu den in diesen Fällen maximal freigesetzten Aktivitätsmengen liegen nicht vor.

## 2. Brennstoff

Als Brennstoff ist für den AP600 angereichertes Uran (2–4% Uran-235) vorgesehen [IAEA 1997a]. Der vorgesehene Abbrand wird dort mit 55 MWd/kg angegeben. Explizite Angaben darüber, ob der Einsatz von MOX-Brennelementen beabsichtigt wird, liegen nicht vor. Da das Konzept des AP600 auf dem der bisherigen Druckwasserreaktoren beruht, ist davon auszugehen, daß beim AP600 prinzipiell ein MOX-Einsatz möglich ist. Allerdings ist bei einem etwaigen Betrieb in den USA selbst aufgrund der derzeit gültigen Rechtslage kein Einsatz von MOX zu erwarten. Somit ergeben sich hinsichtlich des geplanten und möglichen Brennstoffes keine wesentlichen Unterschiede zu den bislang eingesetzten DWR.

## 3. Proliferation

Die Zusammensetzung des Brennstoffes und die beim Betrieb produzierten Mengen an spaltbaren Material pro erzeugter Energiemenge entsprechen der des Referenz-DWR bzw. der des oben angeführten EPR. Daher bestehen auch beim AP600 Proliferationsrisiken aufgrund der erforderlichen Anreicherungsanlagen und aufgrund des im Reaktor produzierten waffenfähigen spaltbaren Materials entsprechend den Proliferationsrisiken des Referenz-DWR.

## 4. Ökonomie

Für die Baukosten und die Stromerzeugungskosten des AP600 sind in der Literatur zahlreiche Angaben zu finden. Es existieren Zahlen von Anfang der 90er Jahre bis heute. Um einen Überblick der Bandbreite und zeitlichen Entwicklung der Kostenangaben zu ermöglichen sind im folgenden einige Zahlenwerte beispielhaft angeführt.

Angaben zu den Baukosten des AP600 zu Beginn der 90er Jahre belaufen sich auf 1300 US\$ pro installiertem Kilowatt (1760 SFr/kW) [OECD 1991]. In aktuelleren Quellen werden von Westinghouse die Kapitalkosten für den AP600 mit 1500 US\$/kW (2030 SFr/kW) angegeben [Bruschi 1996] (diese Zahlen beziehen sich auf Einzelanlagen und basieren auf Abschätzungen im Jahre 1993). In [NuclWeek 1996] werden die Kapitalkosten auf Werte zwischen 1154 und 1425 US\$/kW (1560–1930 SFr/kW) beziffert. Die aktuellsten Angaben (Stand: 1998) von Westinghouse zu den Baukosten des AP600 sind noch innerhalb dieser Bandbreite und werden gemäß [NuclWeek 1998b] mit 1400 US\$/kWh (1890 SFr/kW) für Doppelanlagen veranschlagt. In Abweichung zu den Herstellerangaben werden in [PSI 1996] die Baukosten des AP600 gegenüber Herstellerangaben um ca. 20% höher eingeschätzt (nämlich mit 1650 US\$/kWh (2230 SFr/kWh)).

Die Angaben zu den Stromerzeugungskosten zeigen stärkere Abweichungen. Anfang der 90er Jahre werden diese mit ca. 6 Cent/kWh (entsprechend 8 Rp/kWh) veranschlagt [OECD 1991]. In [NuclWeek 1996] werden von Westinghouse für eine Doppelanlage 1,3 Cent/kWh (1,8 Rp/kWh) genannt, wobei eine 95% Anlagenauslastung („capacity factor“) unterstellt wurde. Nach Abschätzungen des PSI [PSI 1996] liegen die Stromerzeugungskosten des AP600 bei 6,5 Rp/kWh. Die IAEA gibt niedrigere Zahlen an, nämlich 4,45 Cent/kWh (6,0 Rp/kWh) bei einer Einzelanlage bzw. 3,94 Cent/kWh (5,33 Rp/kWh) für eine Doppelanlage an („30 years levelized costs“) [IAEA 1996b].

## 5. Einsatz

Der AP600 ist ausschließlich zur Stromproduktion vorgesehen. Damit ergeben sich hinsichtlich der vorgesehenen Einsatzmöglichkeiten keine Unterschiede zu dem Referenz-DWR.

## 6. Nachsorge

Sowohl die Art des eingesetzten Brennstoffes als auch die grundlegende Auslegung des AP600 Reaktorkerns entsprechen der der bisher eingesetzten DWR. Damit ergeben sich hinsichtlich der produzierten Mengen an radioaktiven Abfällen, hinsichtlich der spezifischen Aktivitäten der Abfälle und hinsichtlich der Nuklidzusammensetzung der Abfälle keine wesentlichen Unterschiede zu den in Betrieb befindlichen LWR. Daher bestehen sowohl in qualitativer als auch in quantitativer Hinsicht keine wesentlichen Unterschiede im Hinblick auf die produzierten radioaktiven Abfälle. Die Nachsorgeproblematik beim AP600 entspricht der des Referenz-DWR.

## 7. Realisierung

Seit 1985 wird an der Entwicklung des AP600, zuerst durch EPRI und später durch Westinghouse (weitere Partner sind Mitglieder der „Advanced Reactor Corporation“ [NuclWeek 1998c]), gearbeitet. Bislang wurde ein „basic design“ erstellt. Am 4. September 1998 wurde auf Basis des „basic design“ für den AP600 von der US Nuclear Regulatory Commission (NRC) eine erste Konzeptgenehmigung („Final Design Approval“ - FDA) erteilt [NuclWeek 1998b]. Gemäß [NuclWeek 1998b] würde die Erteilung der FDA durch NRC bedeuten, daß der neue Reaktor in der USA eine Betriebsgenehmigung erhalten könnte. Es fehlt somit nur noch eine solche standortabhängige Genehmigung, sofern der AP600 überhaupt gebaut werden soll. Wir schätzen daher, daß bis zu einem möglichen Baubeginn eines Reaktors mindestens zwei Jahre benötigt würden, innerhalb der USA jedoch bis zu fünf Jahre.

Der jährliche Entwicklungsaufwand für den AP600 wird in [PSI 1996, 59] mit ca. 500 Personenjahre pro Jahr grob abgeschätzt.<sup>19</sup> Weitere Angaben zum bisherigen finanziellen Aufwand finden sich in [NuclWeek 1998b]. Dort wird der Aufwand bis zur Erstellung des Auslegungsberichtes, des FDA-Berichtes und der folgenden Genehmigungen („certification“) mit 400 Mio. US\$ (540 Mio. SFr) beziffert. Westinghouse erwähnte, daß die FDA für den AP600 in China und anderen Ländern, die an dem neuen Konzept interessiert sind, gut angekommen ist.

Zu der weiteren geplanten Entwicklung des AP600 liegen keine Angaben vor. In [NuclWeek 1998c] wird sogar bei Vertretern der Industrie der Eindruck erweckt, Westinghouse würde lediglich die FDA im Blickfeld haben. Die FDA würde nämlich für den Überseeverkauf von Reaktoren ausreichen, eine Genehmigung („certification“) sei hierzu nicht erforderlich.

### b) CANDU 3

Der CANDU 3 ist die neueste und kleinste Version des in Kanada von Atomic Energy of Canada (AECL) entwickelten schwerwassermoderierten, schwerwassergekühlten Natururan-Druckwasserreaktors („Pressurized Heavy Water Reaktor“ - PHWR). Mit der Entwicklung des CANDU 3-

---

<sup>19</sup> Wir nehmen aufgrund dieser Angaben an, daß der Gesamtaufwand in der Größenordnung 100 Mio. SFr liegen muß.

Konzeptes soll eine flexible stromerzeugende Anlage erreicht werden, die an verschiedene Anforderungen angepaßt werden kann und für eine relativ niedrige Geldinvestition verfügbar ist. Weitere Ziele bei der Entwicklung des CANDU-Konzeptes sind beispielsweise kurze Bauzeiten, Reduzierung der Stromerzeugungskosten, niedrige Strahlenbelastungen, Vereinfachung der Bedienung und hohe Verfügbarkeiten [IAEA 1996b], [OECD 1991, 154].

Technisch gesehen ist der CANDU 3 ein Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 450 MW. Als Kühlmittel und Moderator dient im Unterschied zu den Leichtwasserreaktoren schweres Wasser ( $D_2O$ ). Die Brennelemente befinden sich in einzelnen Druckröhren und können unabhängig voneinander gewechselt werden. Das Konzept des CANDU 3 basiert auf der bereits erprobten Technologie der bisher im Einsatz befindlichen CANDU-Reaktoren. Alle wichtigen Komponenten (Dampferzeuger, Kühlmittelpumpen, Druckbehälter etc.) sind identisch zu denen von in Betrieb befindlichen CANDU-Anlagen. Der Unterschied zu den bestehenden CANDU-Reaktoren ist beim CANDU 3-Konzept gekennzeichnet durch eine geringere Leistung und durch Verbesserungen in der sicherheitstechnischen Auslegung [IAEA 1996b].

### 1. Sicherheit der Anlage

Gemäß [Schumacher 1993, 12] führt AECL an, daß mit dem CANDU 3 Reaktor eine deutliche Verbesserung hinsichtlich der Sicherheit erreicht werden würde, wobei das Containment allen Störfällen standhalten soll [OECD 1991]. Der CANDU 3 soll gemäß [AECL ohne Jahreszahl] die internationalen Anforderungen an fortgeschrittene Reaktorsysteme erfüllen, wie die „Advanced Light Water Reactor Requirements“ von EPRI (Electric Power Institute). Das Brennstoffinventar beträgt beim CANDU 3 gemäß [IAEA 1996b] 53 t Natururan. Mit dieser Brennstoffmenge ist ein leistungsbezogenes radioaktives Inventar zu erwarten, das dem eines DWR entspricht.

In [IAEA 1996b] wird für den CANDU 3 eine Häufigkeit von Kernschäden von  $< 4 \cdot 10^{-6}/a$  angegeben. Dieser Wert stammt gemäß [IAEA 1996b] aus probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA), die von AECL und KEMA aus Holland (N.V. Tot Keuring van Elektrotechnische Materialen in Arnhem) durchgeführt wurden. Die Quelle dieser PSA ist nicht angegeben. Wir gehen davon aus, daß die Kernschadenshäufigkeit für den CANDU 3 aus einer PSA für den Reaktortyp CANDU 6 [Allen 1990] abgeleitet wurde, die eine Häufigkeit für Kernschädigungen aufgrund interner Ereignisse von  $4,6 \cdot 10^{-6}/a$  ergab. In [Allen 1990, 213] wird nämlich gefolgert, daß mit dem CANDU 3-Konzept die ermittelten Häufigkeiten und Konsequenzen von schweren Unfällen gegenüber denen des CANDU 6-Konzeptes reduziert werden können.

Sicherheitstechnische Problempunkte beim CANDU 3-Konzept bestehen gemäß [Schumacher 1993, 13]

- im fehlenden Nachweis für eine ausreichende Auslegung gegen Flugzeugabsturz,
- in einer mangelnden Redundanz der Sicherheitssysteme  $2 \cdot 100\%$  (anstelle der heute üblichen  $4 \cdot 50\%$ ),
- in einem erhöhten Leckagerisiko durch eine große Anzahl von Rohrleitungen,
- im Fehlen eines Sicherheitsbehälters aus Stahl,
- in der Möglichkeit nuklearer Exkursionsstörfälle.

## 2. Brennstoff

Der Brennstoff für den CANDU 3 liegt in Form von natürlichem (nicht angereichertem) Urandioxid (ca. 0,7% Uran-235-Anteil) in Brennstäben vor. Der Abbrand soll sich auf ca. 6 MWd/kg (bezogen auf Uran) belaufen [IAEA 1996b, 195]. Es können auch andere Brennstoffe mit niedrigen Gehalten an spaltbarem Material und leicht angereichertes Uran oder wiederaufgearbeitetes Uran aus Wiederaufarbeitungsanlagen eingesetzt werden [IAEA 1996b, 184].

Der Reaktorkern des CANDU 3 besteht aus einzelnen separaten Druckröhren, in denen sich jeweils ein Brennelement befindet. Dadurch können die Brennelemente während des Betriebes einzeln ausgetauscht werden [IAEA 1996b, 184]. Im Mittel werden die Brennelemente alle 10 Monate einmal ausgetauscht [IAEA 1996b]. Daraus kann ein jährlicher Brennstoffbedarf von ca. 64 t Natururan errechnet werden (bei durchgängigem Leistungsbetrieb).

## 3. Proliferation

Zu Proliferationsaspekten finden sich in den Unterlagen zum CANDU 3 keine Angaben. Deshalb wird zu diesem Punkt ein Vergleich mit den proliferationsrelevanten Merkmalen eines DWR vorgenommen.

Aufgrund des Betriebs mit Natururan entfällt beim CANDU 3 Reaktor die Anreicherung des Urans-235. Somit würde die entsprechende Anlagentechnik, mit der auch höhere, waffenfähige Uran-235-Anreicherungen denkbar sind, nicht erforderlich sein und dieser Proliferationsaspekt entfallen.

Aufgrund des Aufbaus des CANDU-Reaktorkerns aus einzelnen Druckröhren können die einzelnen Brennelemente während des Betriebs gewechselt werden. Die Plutoniumzusammensetzung bei nur kurzen Verweilzeiten im Reaktorkern ist für die potentielle Verwendung in Waffen weit günstiger gegenüber längeren Verweilzeiten (beim DWR findet beispielsweise in der Regel ein jährlicher Austausch von abgebrannten Brennelementen statt, wobei einzelne Brennelemente bis zu drei Jahre im Reaktorkern bleiben). Bei Wiederaufarbeitung des Brennstoffes kann so besonders attraktiver Waffenstoff abgetrennt werden.

Ein weiterer Aspekt stellt die höhere Tritium-Produktion in schwerwassermoderierten Reaktoren dar. Durch den vermehrten Einsatz von Reaktoren des CANDU-Types könnte der Zugang zu Tritium als Ausgangsstoff für fortgeschrittene Atomwaffendesigns erleichtert werden.

Diese Faktoren tragen zum Proliferationsrisiko bei.

## 4. Ökonomie

Die ökonomischen Ziele des CANDU 3-Konzeptes bestehen in der Entwicklung einer Anlage, die wettbewerbsfähig sein soll mit den großen Nuklearanlagen und mit fossilbefeuerten Anlagen. Damit dieses Ziel auch mit einer Anlage mit kleiner Leistung erreicht werden kann sollen Kosteneinsparungen durch Modularisierung und Standardisierung der Anlage, durch Minimierung der Anzahl der Komponenten und durch eine hohe Verfügbarkeit (94%) erreicht werden.

Konkrete Angaben zu den Kosten einer CANDU 3-Anlage sind in [IAEA 1996b, 200] angeführt. Demnach betragen die Errichtungskosten für eine Einzelanlage 1337 Mio. kanadische Dollars (Can\$) (1390 Mio. SFr, 3100 SFr/kW) und 2223 Mio. Can\$ (2312 Mio. SFr, 2600 SFr/kW) für

eine Doppelanlage. Die Stromerzeugungskosten betragen nach dieser Quelle 5,1 Can cent/kWh (5,3 Rp/kWh) bzw. 4,2 Can cent/kWh (4,4 Rp/kWh).<sup>20</sup>

## 5. Einsatz

Der CANDU 3-Reaktor soll zur Stromproduktion in einem mittleren Leistungsniveau für den weltweiten Markt vorgesehen werden. Aufgrund der im Vergleich zu Großanlagen reduzierten Leistung, der geplanten kurzen Bauzeiten sowie den beabsichtigten Vereinfachungen in der Anlagenauslegung und der Bedienung, soll sich der CANDU 3 insbesondere für Entwicklungsländer eignen, in denen ein Mangel an Wasserkraft oder fossilen Brennstoffen besteht [Keillor 1991, 13].

## 6. Nachsorge

Speziell zu der Nachsorgeproblematik bei einem CANDU 3-Reaktor sind in den vorliegenden Unterlagen keine Angaben enthalten. Es kann jedoch zu Abfällen aus CANDU-Anlagen im Vergleich zu LWR folgendes allgemein angeführt werden:

Bei einem CANDU Reaktor erfolgt die Energiegewinnung analog zum LWR durch Spaltung von Urankernen mittels Neutronen. Dadurch entstehen wie bei einem LWR sowohl Spalt- als auch Aktivierungsprodukte. Aufgrund der niedrigeren Uran-235-Konzentration in Brennelementen, des Einsatzes von Schwerwasser als Moderator und des Neutronenspektrums ergeben sich bei CANDU-Reaktoren Unterschiede zu LWR. Diese sind jedoch für die Erzeugung von nuklearen Abfällen von geringer Bedeutung, so daß die Nachsorgeproblematik bei CANDU-Reaktoren vergleichbar ist mit der des Referenz-DWR.

## 7. Realisierung

Von der AECL wird für den CANDU 3 eine allgemeine standortunabhängige Auslegungsgenehmigung angestrebt [AECL ohne Jahresangabe]. Gemäß [IAEA 1996b, 200] ist für den CANDU 3 ein „detailed design“ zu 70% durchgeführt (Stand: 1994).

Bislang wurde von AECL das CANDU 3-Konzept der NRC (USA) zur Prüfung vorgelegt. Gemäß [NRC 1998] wurde diese Überprüfung durch die NRC aufgrund einer Bitte von AECL im Mai 1995 unterbrochen. Die hohen Kosten der NRC-Überprüfung und das Fehlen eines kurzfristigen Marktes in der USA sollen diesen Entschluß bewirkt haben. Über die aktuelle Weiterentwicklungen des CANDU 3-Konzeptes oder weitere Aktivitäten zu Genehmigungen liegen keine Informationen vor. Aufgrund dieser Tatsachen ist mit der Möglichkeit eines Baubeginns frühestens in fünf Jahren zu rechnen.

---

<sup>20</sup> Für die Umrechnung der Can\$ in SFr wurde das in [IAEA 1996b, 200] angegeben Verhältnis von US\$/Can\$ von 1,3 verwendet.

### 4.3 „Innovative“ Reaktoren

#### a) HTR-Modul

Das Konzept des Hochtemperaturreaktor-Moduls (HTR-Modul) wurde von Siemens (mit Interatom) und BBC bzw. später ABB (mit Hochtemperaturreaktorbau GmbH HRB) und der HTR-GmbH (gemeinsame Tochtergesellschaft von Asea Brown Boveri und Siemens - gegründet im Mai 1989) konzipiert [ATW 1990].

Technisch gesehen basiert das HTR-Modul auf dem Prinzip der Hochtemperaturreaktoren (HTR) wie z. B. des AVR (50 MW<sub>th</sub>). Der HTR-Modul ist ein kleiner Hochtemperaturreaktor mit einer elektrischen Leistung von 80 MW und einer thermischen Leistung von 200 MW. Einsatzziel des HTR-Moduls ist die kombinierte Bereitstellung von Strom und Wärme für kommunale und industrielle Abnehmer.

Ein wesentlicher Unterschied zu den Kernreaktoren auf Basis von Wasserkühlung besteht beim HTR-Modul in der Verwendung von Helium als Kühlmittel. Ein weiterer wesentlicher Unterschied ist die Art der Neutronenmoderation, die zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion erforderlich ist. Im HTR-Modul werden die Neutronen durch Graphit moderiert. Zu diesem Zweck befinden sich sowohl in den Kerneinbauten als auch in den Brennelementen des HTR-Moduls große Mengen Graphit. Aufgrund dieser Auslegung können mit dem HTR-Modul hohe Kühlmitteltemperaturen erreicht werden, wodurch hohe Wirkungsgrade und die Auskoppelung von Hochtemperatur-Prozeßwärme möglich werden.

#### 1. Sicherheit der Anlage

Das sicherheitstechnische Ziel bei der Entwicklung der HTR-Modul ist es, die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktor unter allen denkbaren Anlagenzuständen zu minimieren. Über die Einhaltung der Grenzwerte der deutschen Strahlenschutzverordnung bei allen Auslegungstörfällen hinaus sollte sichergestellt werden, daß auch bei Ereignisabläufen mit Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme und -maßnahmen die Freisetzung so begrenzt bleibt, daß keine Evakuierung der Bevölkerung erforderlich wird [Kröger 1989]. Bezüglich des Schutzzieles Kernkühlung soll dies durch eine selbsttätige Wärmeabfuhr bei allen Störfällen und eine relative geringe Leistungsdichte erreicht werden, so daß die maximale Temperatur der Brennelemente immer unter 1600°C bleibt. Dann nämlich sind die Rückhalteeigenschaften der Brennelemente ausreichend hoch. Sowohl das Spaltproduktinventar als auch die normalbetrieblichen Radioaktivitätsabgaben sind — bezogen auf die Leistung — in der gleichen Größenordnung wie beim LWR anzusetzen.

Im Auftrag des deutschen Bundesministeriums für Forschung und Technologie wurde der Technische Überwachungsverein Hannover mit einer (standortunabhängigen) sicherheitstechnischen Konzeptbeurteilung einer HTR-Modul-Anlage beauftragt. Diese Beurteilung [TÜV-Hannover 1989] kommt zu dem Ergebnis, daß bei keinem der untersuchten Störfallabläufe eine Überschreitung der Störfallplanungswerte gemäß § 28 Abs. 3 der deutschen Strahlenschutzverordnung stattfindet, so daß auch keine Evakuierungs- oder Umsiedlungsmaßnahmen erforderlich würden. Die Häufigkeiten für begrenzte unfallbedingte radioaktive Freisetzungen werden in [Kröger 1989] mit  $5 \cdot 10^{-7/a}$  angegeben.

Allerdings wurden die genannten Untersuchungsergebnisse zum damaligen Zeitpunkt keiner detaillierten kritischen Prüfung unterzogen. Eine große Bandbreite von möglichen Störfällen

wurde zwar identifiziert und analysiert [Kröger 1989], aber es bestanden im Hinblick auf das damalige HTR-Modul-Konzept noch verschiedene offene sicherheitstechnische Fragen, die sich aus den Besonderheiten dieses Anlagentyps ergaben. Zwar konnte die Problematik der Nachwärmefuhr im Vergleich zum LWR grundsätzlich als entschärft angesehen werden. Diese Aussage gilt jedoch nur unter der Voraussetzung, daß die Kerngeometrie unter allen Unfallbedingungen erhalten bleibt. Dazu muß ein Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) mit einem Maß an Sicherheit ausgeschlossen werden, welches mit einem damals vorgesehenen RDB aus Stahl nicht erreichbar erschien. Ferner wurden z. B. in [Öko-Institut 1989b] Zweifel geäußert, daß HTR-spezifische Unfallabläufe wie z. B.

- Reaktivitätsstörfälle durch Wassereintrich
- Graphitkorrosion und Wasserstoffbildung nach Wassereintrich
- Graphitbrände durch Lufteinbruch

mit dem damaligen HTR-Modul-Konzept beherrscht würden.

1991 wurde die Entwicklung und damit auch die sicherheitstechnische Weiterentwicklung des HTR-Modul eingestellt. Jedoch wurden weiterhin noch Verbesserungsvorschläge insbesondere im Hinblick auf die noch offenen Sicherheitsfragen eingebracht, z. B. zur Beschichtung der Brennelemente oder zur Gestaltung des RDB als Spannbetonbehälter [Kugeler 1993a]. Allerdings sind die davon erhofften Sicherheitsverbesserungen und die insgesamt angestrebten Sicherheitseigenschaften noch nicht vollständig nachgewiesen [Öko-Institut 1990, Kap. 6], da zur Zeit in Deutschland keine Option für den Bau einer HTR-Modul-Prototypanlage besteht. Die an der Entwicklung der achtziger Jahre Beteiligten gehen davon aus, daß ein umfassendes Sicherheitskonzept in Experimenten, die wesentliche Komponenten nachbilden, überprüfbar sein sollte. Ob dies integral — ohne einen Demonstrationsreaktor zu betreiben — gelingen kann, müßte geklärt werden.

## 2. Brennstoff

Für den HTR-Modul ist als Brennstoff angereichertes Uran (ca. 8% Uran-235) vorgesehen. Der Anreicherungsgrad im Brennstoff des HTR-Moduls ist damit etwa doppelt so hoch wie in einem Referenz-DWR. Der Brennstoff liegt in Form von mit Pyrokohlenstoff und Siliziumcarbid beschichteten Partikeln vor, die in einer Graphitmatrix eingebettet sind. Die dreifache Beschichtung des Brennstoffes dient dabei der Rückhaltung der Spaltprodukte [Kröger 1989]. Alternativ zu reinen Uran-Brennelementen können in Hochtemperaturreaktoren auch Brennelemente mit einem Gemisch aus Thorium und Uran eingesetzt werden (vgl. [Wachholz 1985]). Aus dem Thorium wird durch Neutronenbeschuß beim Reaktorbetrieb spaltbares Uran-233 erbrütet.

## 3. Proliferation

Abhängig von dem Design des Brennstoffes auf Uranbasis könnte die Plutoniumproduktion bis zu einem Faktor 6 im Vergleich zum DWR reduziert werden [Teuchert et al. 1986].<sup>21</sup> Dann wäre

---

<sup>21</sup> Für die vorgesehene Anreicherung von 8% wäre die Reduktion der Plutonium-Produktion nur um einen Faktor 2,5 realisierbar. Für 20%-ige Anreicherung ergibt sich der Faktor 6. Waffenfähiges hochangereichertes Uran als Brennstoff (93% Uran-235) bleibt hier unberücksichtigt; es ergäbe sich eine Reduktion der Plutonium-Produktion um etwa einen Faktor 40.

bei einem HTR-Modul das Proliferationsrisiko durch Plutoniumproduktion gegenüber einem DWR reduziert. Für thoriumhaltige Brennstoffe würde sich ebenfalls eine Reduktion der Plutoniumproduktion bei gleichzeitiger Erzeugung von Uran-233 ergeben. Hier liegen uns keine qualitativen Angaben vor.

Eine Wiederaufarbeitung von Brennelementen zum Zwecke der Plutonium-Rückgewinnung wäre weniger attraktiv. Durch den zyklischen Brennelementwechsel besteht ein ständiger Zugriff auf teilabgebrannte Brennelemente. Dies könnte so gesehen werden, daß sich die Abtrennung von spaltbarem Material gegenüber einem DWR einfacher gestaltet. Allerdings steht dem gegenüber, daß die Aufarbeitung der HTR-Modul-Brennelemente mit größeren Schwierigkeiten verbunden wäre und bisher keine entsprechende Technik zur Verfügung steht.

Überdies ist die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente beim HTR-Modul nicht vorgesehen. Bezüglich des Proliferationsaspektes sind demnach Vorteile gegenüber dem Referenz-DWR auszumachen. Allerdings ist der notwendige höhere Urananreicherungsgrad gegenläufig.

#### 4. Ökonomie

Die Konstruktionskosten (Stand: 1989) für einen HTR-Modul sind in [OECD 1991] mit 2360, 1790 und 1390 US\$/kWe (Entsprechend 5310, 4030, 3130 DM/kWe (bzw. 4390, 3300, 2580 SFr/kWe) bei dem in [OECD 1991] genannten Umrechnungskurs von 2,25 DM/US\$) jeweils für 2-, 4-, und 8-Modul-Anlagen angegeben.

Im Jahresbericht der GRS 1993/94 [GRS 1994] wird angeführt, daß die Investitionskosten einer ersten Anlage bei 9000 DM/kWe (7430 SFr/kWe) und die von Folgeanlagen mit 5000 DM/kWe (4130 SFr/kWe) abgeschätzt werden könnten. Für eine HTR-Modul-Erstanlage werden vom Forschungszentrum in Jülich Investitionskosten von 8110, 5910 und 5250 DM/kWe (6700, 4880, 4340 SFr/kWe) jeweils für eine 2-, 4-, oder 6-Modulanlage veranschlagt. Für eine Serienproduktion sind entsprechend 5450, 4230 bzw. 3850 DM/kWe (4500, 3490, 3180 SFr/kWe) angegeben [Kugeler 1993a]. Gemäß [Kugeler 1998] wurde 1997 von der Firma ESKOM (Südafrikanisches Energieversorgungsunternehmen) eine detaillierte Kostenanalyse für einen HTR-Gasturbinenreaktor mit 100 kWe durchgeführt. Unter Annahme erprobter Technik, Serienfertigung und modularem Aufbau von 10 Anlagen an einem Standort und bei Kauf der Komponenten auf dem Weltmarkt rechnete ESKOM Investitionskosten auf 1000 US\$/kWe (1350 SFr/kWe) hoch.

Bei allen Angaben handelt es sich um grobe Schätzungen. Ein ernsthafter Vergleich dieser Zahlen mit den Daten der neuesten DWR ist daher nur eingeschränkt möglich.

#### 5. Einsatz

HTR-Module sollen sowohl zur Stromerzeugung als auch zur Erzeugung von Prozeßwärme eingesetzt werden können. Zu den Einsatzmöglichkeiten der HTR-Module bei verschiedenen Aufgabenstellungen gibt es zahlreiche Veröffentlichungen. Einen Überblick hierzu findet sich beispielsweise in [KFA 1993]. In dieser Monographie des Forschungszentrum Jülichs sind zahlreiche Angaben zu Weiterentwicklung und den Anwendungsmöglichkeiten des HTR enthalten. Insbesondere in einem Artikel von H. Barnert über Nukleare Prozeßwärme sind Hinweise auf Projekte wie beispielsweise den Einsatz des HTR zur Kohlevergasung, zur Fernübertragung von Wärme, zur Trinkwassergewinnung aus Meersalz, zur Spaltung von Wasser, zur Ölgewinnung aus

Ölschiefer oder Nutzungen in der chemischen Industrie angeführt. Die zahlreichen Literaturzitate (insgesamt 35 in diesem Artikel) unterstreichen die Breite des Anwendungsfeldes.

Nach Angaben in [NuclWeek 1998e] sind gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren prinzipiell geeignet um Waffenplutonium zu verbrennen. Es wird angeführt, daß bei einem GT-MHR (modularer Helium-Reaktor mit Gasturbine) mehr als 90% des eingebrachten Plutonium-239 und mehr als 65% des eingebrachten gesamten Plutoniums umgewandelt werden können. Demnach wäre auch ein HTR-Modul für eine Plutonium-Verbrennung einsetzbar.

Am Forschungszentrum Jülich wurde ein speziell modifiziertes HTR-Modul-Reaktorkonzept auf sein Potential zur Eliminierung von Plutonium untersucht [Khorochev 1998]. Dabei wurden die Eigenschaften von zwei denkbaren Brennstoffen eines Leistungsreaktors modelliert. Ein Brennstoff auf Thorium-Basis könnte danach eine Umsetzung von 78% des anfänglich eingebrachten Plutoniums erreichen. Dabei würde jedoch gleichzeitig waffentaugliches Uran-233 produziert. In der zweiten untersuchten Variante wird demgegenüber auf einen inerten Brennstoff (ohne Thorium-Einsatz) zurückgegriffen. Dabei ist eine Eliminierung von 66% des Plutoniums erreichbar.

## 6. Nachsorge

Es läßt sich abschätzen, daß die beim Betrieb eines HTR-Moduls anfallenden radioaktiven Abfälle in ihrer Menge und ihrer Zusammensetzung sich hinsichtlich der Nachsorge nicht wesentlich von den Abfällen aus DWR unterscheiden, sofern Uran als Brennstoff eingesetzt wird. Die abgebrannten Brennelemente aus HTR weisen ein ähnliches Spaltproduktinventar wie die Brennelemente aus LWR auf, wobei das Volumen der HTR-Brennelemente um ca. einen Faktor 10 größer ist. Weiterhin ist davon auszugehen, daß beim Betrieb eines HTR auch leicht- bis mittelaktive Abfälle in einem ähnlichen Ausmaß wie bei einem LWR anfallen. Deshalb wurde die Problematik bei der Entsorgung von Abfällen aus HTR als vergleichbar mit Abfällen aus LWR eingeschätzt [Öko-Institut 1989b]. Wenn jedoch Thorium als Brennstoff und keramikbeschichtete Brennelemente eingesetzt werden, dann könnten die HTR-Abfälle günstigere Eigenschaften gegenüber den LWR-Abfällen aufweisen. Wesentliche Unterschiede zum DWR werden in der Rückhaltefunktion der Brennelemente gesehen. Die Entwickler des HTR-Moduls gehen aufgrund der Korrosionsresistenz der keramischen Umschließung von günstigen Rückhalteeigenschaften bei den abgebrannten HTR-Modul-Brennelementen aus. Die Spalt- und Aktivierungsprodukte sollen bis zu 100.000 Jahren zurückgehalten werden [Kugeler 1993b].

## 7. Realisierung

Es liegen einige Vorerfahrungen mit der Jülicher AVR-Anlage und dem kurzzeitig in Betrieb gewesenen THTR vor, die teilweise auf das HTR-Modulkonzept übertragbar, allerdings nicht einheitlich positiv einzuschätzen sind. Ende der achtziger Jahre wurde im deutschem Bundesland Niedersachsen ein standortunabhängiges Genehmigungsverfahren begonnen, dann aber abgebrochen. Seit Vorliegen der sicherheitstechnischen Konzeptbeurteilung einer HTR-Modul-Anlage durch den Technischen Überwachungsverein Hannover [TÜV-Hannover 1989] wurden einige Systemverbesserungen des HTR-Moduls ins Auge gefaßt, die jedoch bislang nicht in der Detailplanung umgesetzt wurden. Allerdings könnte gemäß [Hüttl 1993] sofort mit der Detailplanung angefangen werden. Zur Einführung einer ersten HTR-Demonstrationsanlage müsse jedoch erst einmal eine entsprechende Infrastruktur mit entsprechenden Vorlaufkosten wiederaufgebaut werden. Die kommerzielle Einführung einer typengeprüften HTR-Modul-Anlage war 1993 von

[Kugeler 1993b, 9] für das Jahr 2005 als möglich angesehen worden. Aufgrund der geringen Entwicklungsaktivitäten zum HTR-Modul seit dieser Zeit, gehen wir davon aus, daß sich dieser mögliche Einföhrungstermin entsprechend in die Zukunft verschoben hat.

Weitere aktuelle Entwicklungen von vergleichbaren Reaktorkonzepten finden beispielsweise in der VR China statt. Dort wird ein 10 MWth HTR-Testmodul, der in Anlehnung an den HTR-Modul konzipiert ist, errichtet [Kugeler 1993b, 8]. In Japan befindet sich derzeit ein HTTR-Testreaktor (30 MWth), mit dem auch Prozeßwärmeanwendungen demonstriert werden sollen, in der Inbetriebnahme. Ein weiteres modulares HTR- Konzept ist der Gas Turbine Modular Helium Reactor (GT-MHR) von General Atomic in den USA. Dieses Konzept wurde in den letzten Jahren in Zusammenarbeit mit russischen Partnern insbesondere unter dem Aspekt der Verwertung von Plutoniumvorräten, weiterentwickelt [NuclWeek 1998e]. Ein dem HTR-Modul vergleichbares Konzept ist der Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor (MHGTR) von General Atomic in den USA. Dieses Konzept wurde noch bis vor wenigen Jahren intensiv weiterentwickelt. Aber angesichts von Sparprogrammen ist auch die Zukunft dieses Reaktorkonzeptes ungewiß [PSI 1996, 6], [Kugeler 1993b, 7]. In Südafrika befindet sich derzeit ein mit dem HTR-Modul vergleichbares Projekt (Pebbled Bed Modular Reactor, PBMR) mit einer thermischen Leistung von 265 MW in Entwicklung. Der Bau einer ersten Anlage befindet sich in Planung [Nicholls 1998].

## b) PIUS

Die Entwicklung des PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) Reaktors wurde Ende der 70er Jahre von der Firma Asea Brown Boveri (ABB) Atom und United Engineers & Constructors (UE&C) begonnen. Mit dem PIUS-Konzept soll ein Reaktor mittlerer Leistung (640 MWe) realisiert werden, der auf dem Prinzip der LWR beruht, dessen Abschaltung und Kühlung jedoch völlig durch passive Mechanismen erfolgen soll. Damit sollte ein sehr robustes Reaktorkonzept mit einem hohen Sicherheitsniveau erreicht werden. Dabei sollte kein Bedienungspersonal vor Ort vorhanden sein müssen und möglichst keine mechanischen Eingriffe während des Betriebs erforderlich werden. Es bestehen Konzepte für einen PIUS-Reaktor sowohl auf DWR- (ABB) als auch auf SWR-Basis (entwickelt vom Oak Ridge National Laboratory - ORNL) [Forsberg 1989].

Ein wesentliches Merkmal des PIUS-Konzeptes ist ein Pool mit hoch-boriertem Wasser, in den der Reaktorkern eingetaucht ist. Dieser Pool ist durch eine sogenannte Dichtesperre („density lock“) mit dem Primärkühlkreislauf offen verbunden. Die Strömungsverhältnisse im Reaktor sollen über die Kühlmittelpumpen so abgestimmt werden, daß aufgrund der Dichteunterschiede zwischen dem boriierten Wasser im Pool und dem Kühlmittel bei Normalbetrieb keine Vermischung auftritt. Bei einer Störung des Kühlkreislaufes soll dieses Gleichgewicht aufgehoben werden, wodurch das boriierte Wasser aus dem Pool in den Reaktorkern eindringen kann und damit die Kettenreaktion zum Erliegen bringt. Die vorhandenen Kühlkapazitäten sollen ausreichen, um bei Störfällen eine Woche lang die Nachzerfallwärme des Kernes abzuführen, ohne daß aktive Eingriffe in die Kühlung erforderlich sind.

Eine Variante des PIUS-Konzeptes ist der PECOS-SWR von ORNL. Sofern eine Reduzierung der Kühlreserven von 7 Tagen auf einen Tag in Kauf genommen wird, kann nach [Forsberg 1987] bei diesem Reaktor anstelle eines Reaktordruckbehälters aus Beton (wie beim PIUS) auch ein Stahlbehälter verwendet werden.

## 1. Sicherheit der Anlage

Grundlegendes Sicherheitsziel beim PIUS-Konzept ist es, einen Reaktor herzustellen, der sicher genug ist, um selbst in dichtbesiedelten Gebieten betrieben werden zu können [IAEA 1997a]. Konkretisiert wird dies durch die Zielsetzung, daß unter allen denkbaren Bedingungen keine Kernschäden auftreten können, durch die die Barrierewirkung der Brennelemente, insbesondere für flüchtige Nuklide beeinträchtigt wird.

Die Entwickler sehen sich gemäß [IAEA 1997a, 501] nach bisher durchgeführten Störfallanalysen darin bestätigt, daß die Sicherheitsziele deterministisch erfüllt werden können. Probabilistische Sicherheitsanalysen, durchgeführt von ABB Atom und der italienischen Energiegesellschaft ENEL, sollen Häufigkeiten von Kernschäden  $< 10^{-7}/a$  ergeben haben.

In welchem Umfang die sicherheitstechnischen Ziele mit dem PIUS-Konzept erreicht werden, ist nach einigen Autoren bislang nicht gesichert. Gemäß [Hahn 1993, 15] ist eine deutlich verbesserte Sicherheit beim PIUS-Konzept nicht zweifelsfrei erkennbar, da das Konzept bislang noch in der Planungsphase steckt. Es wird angeführt, daß Nachweise bzw. experimentelle Bestätigungen fehlen, die zeigen, daß die Verwendung „inhärent“ sicherer und passiver Komponenten/Systeme tatsächlich eine wesentliche sicherheitstechnische Verbesserung darstellt [Schumacher 1993, 20], [Kessler 1993, 19].

## 2. Brennstoff

Für den PIUS sind Brennelemente mit angereichertem Uran (ca. 3,5% Uran-235) vorgesehen, diese entsprechen damit dem DWR-Brennstoff. Der vorgesehene Abbrand wird dort mit 45,5 MWd/kg angegeben [IAEA 1997a, 508]. Explizite Angaben darüber, ob der Einsatz von MOX-Brennelementen beabsichtigt wird, sind nicht vorhanden.

## 3. Proliferation

Die Zusammensetzung des Brennstoffs (angereichertes Uran) und die beim Betrieb produzierten Mengen an spaltbarem Material entsprechen denen des Referenz-DWR. Demnach bestehen beim PIUS Proliferationsrisiken aufgrund der erforderlichen Anreicherungsanlagen und aufgrund des im Reaktor produzierten waffenfähigen Materials entsprechend den Proliferationsrisiken des oben angeführten Referenz-DWR.

## 4. Ökonomie

Die Kosten für den Bau einer PIUS-Anlage bestehend aus zwei Reaktoreinheiten wurden 1989 mit 1400 US\$/kW (1900 SFr/kW) (Bau in USA) beziffert [OECD 1991]. Unter Zugrundelegung dieses Wertes errechnete das PSI die Baukosten zum Zeitpunkt 1996 auf 1575 US\$/kW (2130 SFr/kW), wobei die Teuerungsrate berücksichtigt wurde [PSI 1996, 65]. Mit diesem Ergebnis schätzt das PSI, daß die Investitionskosten für einen PIUS-Reaktor gegenüber einer großen LWR-Anlage um ca. 20–30% höher ausfallen. Ebenfalls relative Angaben zu den Investitionskosten sind in [IAEA 1997a] angeführt. Danach erzielt eine PIUS-Anlage gegenüber einem 700 MW DWR von ABB einen leichten Vorteil (10%) und schneidet gegenüber einem großen DWR mit 1100 MWe Leistung etwas schlechter ab (unter skandinavischen Bedingungen ermit-

telt).

Die Stromerzeugungskosten bei einem PIUS-Reaktor wurden vom PSI mit 6,5 Rp/kWh abgeschätzt [PSI 1996, 65].

## 5. Einsatz

Der PIUS-Reaktor soll zur Stromproduktion in einem mittleren Leistungsniveau für den weltweiten Markt vorgesehen werden. Aufgrund der beabsichtigten Vereinfachungen in der Anlagenauslegung, bei der Bedienung und der Wartung sowie der höheren Fehlertoleranz könnte der PIUS auch für einen Einsatz in weniger industrialisierten Ländern geeignet sein. Die Entwickler glauben, daß aufgrund der angestrebten Sicherheitseigenschaften ein PIUS-Reaktor bei der Realisierung auch für den Einsatz in dicht besiedelter Umgebung geeignet wäre, wobei auch die Auskoppelung von Nutzwärme bei niedrigen Temperaturen (150°C) denkbar sei. Insbesondere die PIUS-Variante SECURE mit geringer Leistung (220–400 MWth) ist speziell für den Einsatz zur Fernwärmeerzeugung vorgesehen. [OECD 1991, 89]

## 6. Nachsorge

Sowohl die Art des eingesetzten Brennstoffes als auch das Grundprinzip des PIUS-Reaktorkerns entsprechen denen bisher eingesetzter Leichtwasserreaktoren. Damit ergeben sich aus radiologischer Sicht hinsichtlich der produzierten Mengen an radioaktiven Abfällen pro erzeugte Kilowattstunde, hinsichtlich der spezifischen Aktivitäten der Abfälle und hinsichtlich der Nuklidzusammensetzung der Abfälle keine wesentlichen Unterschiede zu den in Betrieb befindlichen LWR. Damit bestehen sowohl in qualitativer als auch in quantitativer Hinsicht keine wesentlichen Unterschiede der produzierten radioaktiven Abfälle. Die Nachsorgeproblematik beim PIUS entspricht somit derjenigen des Referenz-DWR.

## 7. Realisierung

Zum PIUS liegen mehrere detaillierte Auslegungskonzepte vor (z. B. die DWR-Version von ABB, die SWR-Version von ORNL, der Reaktor mit geringer Leistung - SECURE - von ABB). Der aktuelle Stand des PIUS-Projektes liegt zwischen dem „conceptual design“ und „basic design“ [IAEA 1997a, 511]. Aus technischer Sicht sind bis zur Realisierung des PIUS-Konzeptes nach [PSI 1996, 69], [IAEA 1997a, 511] noch wenige Komponententests und eine Erprobung in einer Prototypanlage erforderlich.

Hinsichtlich Genehmigungsaktivitäten gibt es bisher vorläufige Prüfungen und Einschätzungen des PIUS-Konzeptes (z. B. durch die U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC). Ein formaler Genehmigungsantrag wurde bislang noch nicht vorgelegt [IAEA 1997a]. Im Oktober 1989 ersuchte ABB die NRC, eine Überprüfung hinsichtlich der Genehmigungsfähigkeit des PIUS-Konzeptes vorzunehmen. Eine vorläufige Prüfung der PIUS-Auslegung wurde von der NRC im April 1994 dokumentiert. Die NRC plant solange keine weiteren Aktivitäten mehr, bis für den PIUS ein Antrag auf Auslegungsgenehmigung („design certification“) von ABB gestellt wird [NRC 1998]. Weitere Entwicklungsbemühungen am PIUS-Konzept sind derzeit nicht erkennbar, offenbar deshalb, weil das Interesse des Marktes zu gering ist [PSI 1996, 6]. Als frühester Zeitpunkt für eine kommerzielle Auftragsreife wird in [PSI 1996, 69] das Jahr 2010 angegeben.

Um dies zu erreichen wäre ein großer Bearbeitungsaufwand erforderlich. Ein solcher Aufwand wird allerdings derzeit nicht betrieben.

#### 4.4 Flüssigmetallgekühlte Reaktoren: PRISM

Der „Power Reactor Inherently Safe Module“ (PRISM), auch unter der Bezeichnung ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor) in der Literatur angeführt, wurde von General Electric seit den 80er Jahren in Fortführung der amerikanischen Brüter für den amerikanischen Markt entwickelt. Das Konzept des PRISM wurde vom US-Department Of Energy (DOE) unter mehreren Konzepten zu Flüssigmetallreaktoren für eine weitere Entwicklungen ausgewählt. Der ALMR ist nach [OECD 1991, 51] der einzige flüssigmetallgekühlter Reaktor kleiner Größe, der von potentiellen Betreibern unterstützt wird.

Das Konzept des PRISM basiert auf kleinen natriumgekühlten Reaktormodulen mit einer Leistung von je 425 MW<sub>th</sub>. Es ist beabsichtigt, daß jeweils drei identische Module an eine gemeinsame Turbine mit einer elektrischen Leistung von 465 MWe gekoppelt werden. Durch die Kopplung mehrerer Modulgruppen sollen Anlagen mit Leistungen von Großreaktoren erreicht werden.

Ein wesentlicher Bestandteil der passiven Sicherheitssysteme des PRISM ist ein das Reaktordruckgefäß („guard vessel“) umgebender Luftkanal, das Reactor Vessel Auxiliary Cooling System (RVACS). Dieses steht mit der Außenluft in Verbindung und soll bei einem Ausfall der Kühlung über Naturzug der kühlenden Luft die Wärme aus dem Reaktordruckgefäß abführen [Öko-Institut 1989b].

Die mögliche Erbrütung von spaltbarem Material während des Betriebs eines ALMR wird als eine Begründung für dessen Entwicklung genannt. Gemäß [IAEA 1996b, 28] besteht dadurch die Möglichkeit, das Brennstoffpotential langfristig besser auszunutzen. Darüber hinaus könne durch die Verbrennung von Aktiniden eine Reduktion der Radioaktivität des nuklearen Abfalls eines ALMR ermöglicht werden.

##### 1. Sicherheit der Anlage

Als sicherheitstechnisches Ziel für mittlere und kleine LMRs wie dem PRISM wird angeführt, daß sicherheitstechnisch wichtige Funktionen, die bei bisherigen Reaktoren durch aktive Komponenten realisiert wurden, in erhöhten Maße durch den Einsatz passiver Wirkmechanismen erreicht werden sollen. Der PRISM soll gemäß [Pluta 1987, Kap. 2.1] unterirdisch gebaut werden. Die Auswirkungen von Unfällen auf die Öffentlichkeit sollen gemäß Entwicklerangaben niedriger sein als es die Anforderungen der Richtlinien nach „US Code of Federal Regulations Title 10 Part 100“ [Pluta 1987, 191 u. 193] vorsehen.

Eine sicherheitstechnische Schwachstelle des Reaktors ist gemäß [Öko-Institut 1989b, I-175] das Notkühlssystem (RVACS). Bei Leckagen aus dem Reaktordruckgefäß könnte möglicherweise eine direkte Freisetzung in die Umgebung erfolgen [Schumacher 1993, 43], [Öko-Institut 1989b, I-175].

Weitere anlagenspezifische Probleme sind nach [Schumacher 1993, 42] Verschmelzungen des Kühlmittels mit den Brennelementhüllen bei Störfällen, ein Potential für kernzerstörende Leistungsexkursionen durch einen positiven Natriumblasen-Reaktivitätskoeffizienten und Brände

des Kühlmittels Natrium.

## 2. Brennstoff

Der Brennstoff des PRISM besteht aus einer Legierung aus Uran, Plutonium und Zirkon [Schumacher 1993]. Aufgrund des hohen Anteils schneller Neutronen in einem ALMR (bedingt durch das Kühlmittel Natrium) erfolgt die Konversion des Uran-238 zu spaltbarem Plutonium-239. Dadurch ist das „Erbrüten“ von wiedereinsatzbarem Brennstoff (Plutonium) möglich [OECD 1991, 51]. Bei einem ALMR sind sehr hohe Abbrände von 120–160 MWd/kg vorgesehen [PLUTA 1987, 149]. Solche hohen Abbrände sind aufgrund der Brennstoffzusammensetzung und der Brennstoffbrütung möglich. Das verbleibende erbrütete Plutonium in den abgebrannten Brennelementen soll wiederaufgearbeitet und in neuen Brennelementen wieder dem Reaktor zugeführt werden.

## 3. Proliferation

Der Betrieb eines ALMR wird nur im Zusammenhang mit der Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente gesehen, da das im ALMR erbrütete Plutonium wieder als neuer Brennstoff verwendet werden soll. Es wird angeführt, daß das Plutonium aus einem ALMR einen hohen Anteil von Plutonium-240 enthält und deshalb als Waffenplutonium ungeeignet sei. Um waffenfähiges Plutonium zu gewinnen sei eine Anreicherungsanlage, vergleichbar mit Anlagen zur Erzeugung von angereichertem Uran, erforderlich. Es werden keine genaueren isotopenspezifischen Aussagen gemacht, die diese überraschende Aussage überprüfbar machen würde. Bislang war davon auszugehen, daß in schnellen Reaktoren erbrütetes Plutonium besonders hohe Waffenreinheit besitzt.

Beim ALMR ist vorgesehen, sowohl Wiederaufarbeitung als auch die Brennelementfertigung im unmittelbaren Bereich der Reaktoranlage, in dem der nukleare Brennstoff erbrütet wird, durchzuführen. Dadurch entfallen weite Transportstrecken. In [IAEA 1996b, 27] wird deshalb angeführt, daß sich dadurch eine Verringerung des Proliferationsrisikos gegenüber bisher verfolgten Schnellbrüter-Konzepten ergeben könnte.

## 4. Ökonomie

LMRs sind wegen des teureren Brennstoffes und der teureren Handhabung der Komponenten im Vergleich zum LWR sowie der großen Hilfsanlagen für das Natriumkühlmittel nur wirtschaftlicher wenn mehrere Reaktormodule zu einer großen Anlage zusammengeschaltet werden [OECD 1991, 51].

Die Kosten für eine 9-Module Anlage (ca. 1400 MWe) wurde 1989 von General Electric mit 1,835 Mrd. US\$ (2,48 Mrd. SFr - das entspricht ca. 1770 SFr/kW) angegeben [NuclWeek 1989]. Konkrete Angaben jüngerer Datums zu den Kosten einer PRISM-Anlage und zu den voraussichtlichen Stromerzeugungskosten sind in den vorliegenden Unterlagen nicht enthalten.

## 5. Einsatz

Der PRISM ist in erster Linie zur Stromerzeugung und zur gleichzeitigen Erbrütung spaltbaren Materials vorgesehen.

In der Literatur wird das Argument angeführt, daß flüssigmetallgekühlte Reaktoren aufgrund des harten Neutronenspektrums (mit einem großen Anteil hochenergetischer Neutronen) geeignet seien, durch Neutroneneinfang Aktiniden in radiologisch weniger problematische Nuklide umzuwandeln. Dadurch könnte die Möglichkeit geschaffen werden, die Menge problematischer Aktiniden in den radioaktiven Abfällen aus Leichtwasserreaktoren zu reduzieren [Omberg 1988, 95]. Verschiedene Länder haben Entwicklungs- und Forschungsprogramme gegründet, um die Möglichkeit der Aktinidenverbrennung in ALMR zu untersuchen (vgl. [IAEA 1996b, 27]).

## 6. Nachsorge

Über die beim Betrieb eines ALMR voraussichtlich anfallenden Mengen radioaktiver Abfälle und deren Nuklidzusammensetzungen sind in den vorliegenden Unterlagen keine Angaben vorhanden. Es kann jedoch im Vergleich zu LWR folgendes angeführt werden:

Bei einem LMR erfolgt die Energiegewinnung vergleichbar mit den LWR über Spaltung von Uran- und Plutoniumkernen durch Neutronen. Dadurch entstehen sowohl Spalt- als auch Aktivierungsprodukte. Durch die Brutbedingungen beim LMR werden gegenüber den LWR vermehrt Aktiniden erzeugt, die jedoch größtenteils sofort oder nach erfolgter Wiederaufarbeitung wieder im Reaktor verbrannt werden. Inwieweit ein ALMR tatsächlich für den Einsatz zur Aktinidenverbrennung für eine Reduzierung der langlebigen Nuklide eingesetzt werden kann und welche Auswirkungen dies auf die Nachsorge hat, ist nicht endgültig geklärt.

## 7. Realisierung

Ursprünglich bestand ein Wettbewerb zwischen den beiden LMR-Reaktorkonzepten PRISM und SAFR („Sodium Advanced Reactor System“) von Rockwell. Das Konzept des PRISM wurde letztlich vom DOE für die weiteren Entwicklungen ausgewählt [OECD 1991, 49]. Das US-Department of Energy (DOE) unterbreitete im November 1989 der NRC das „conceptual design“ des PRISM-Reaktors für eine vorläufige Prüfung. Im September 1989 veröffentlichte die NRC einen Berichtsentwurf zu dieser Prüfung. Das DOE ergänzte 1990 den Auslegungsbericht, worauf die NRC die Prüfung des Konzeptes vervollständigte und eine vorläufige sicherheitstechnische Bewertung im Februar 1994 veröffentlichte („final preapplication safety evaluation report“) (NUREG-1368). Bislang ist kein Zeitpunkt für eine Auslegungsgenehmigung für den PRISM anvisiert [NRC 1998]. Es ist wenig über den Fortgang der Arbeiten bekannt. Daher gehen wir davon aus, daß mindestens zehn Jahre bis zu einer möglichen Realisierung benötigt werden.

## 4.5 Heizreaktoren: GHR

Der GHR („Gasgekühlter HeizReaktor“) ist ein heliumgekühlter Kugelhaufenreaktor nach dem Prinzip der Hochtemperaturreaktoren (HTR) mit einer Leistung von ca. 10–20 MWth. Er wurde

von der HTR-GmbH (gemeinsame Tochtergesellschaft von Asea Brown Boveri und Siemens) konzipiert. Die Weiterentwicklung des GHR war von ABB und Gebr. Sulzer Ende der 80er Jahre vereinbart worden [Knizia 1988], weitere Partner sollen Elektrowatt, Colenco, Bonnard&Gardel und PSI sein [Knizia 1988], [ATW 1990].

Als Einsatzbereich für den GHR ist die regionale Wärmeversorgung (bis 140°C) vorgesehen. Der GHR soll in unmittelbarer Nähe der Verbraucher (z. B. in Wohngebieten oder Industrieanlagen) unterirdisch betrieben werden können. Dies soll ohne Risiko für die Bevölkerung möglich sein, da bei diesem Reaktorkonzept in hohem Maße die „inhärenten“ Sicherheitseigenschaften der HTR eingesetzt werden [Sommer 1988].

Ein wesentliches Merkmal des GHR ist sein Druckbehälter aus Stahlbeton, dessen innere Dichthaut (Liner) zusätzlich als primärer Wärmetauscher dient. Dadurch können eine Anzahl von Komponenten zur Wärmeabfuhr (wie sie beispielsweise für den Primärkühlkreis bei einem DWR erforderlich sind) beim GHR entfallen [OECD 1991, 36]. Die kugelförmigen Brennelemente des GHR entsprechen den HTR-Brennelementen mit einer Graphitmatrix. Als Primärkühlmittel dient Helium, welches durch ein magnetgelagertes Gebläse umgewälzt wird.

Mit der Hacettepe Universität Ankara (Türkei) bestand eine gemeinsame Vereinbarung zu Planung, Bau und Betrieb eines GHR mit einer Leistung von 20 MWth, der für einen Einsatz als Heiz- und Schulungsreaktor vorgesehen war [Goluoglu 1993], [ATW 1990].

## 1. Sicherheit der Anlage

Die sicherheitstechnischen Eigenschaften des GHR ähneln denen des HTR-Moduls (siehe Kapitel 4.3).

Gemäß [Sommer 1988] treten auch bei einem Ausfall sämtlicher Wärmeabfuhrsysteme des GHR keine Beschädigungen der Brennelemente auf, da die Nachwärme durch die unterirdische Bauweise in das Erdreich abgeführt werden könne. Lediglich Jod-131 und radioaktive Edelgase könnten freigesetzt werden, was zu maximalen Belastungen von 0,1 mSv (äquivalente Ganzkörperdosis) führen könnte.

Die sicherheitstechnischen Probleme beim GHR sind aufgrund des vergleichbaren Grundkonzeptes ähnlich gelagert wie beim HTR-Modul. Wir verweisen deshalb auf die entsprechenden Ausführungen zum HTR-Modul. Gemäß [v.Lensa 1998] könnten sich jedoch aufgrund der niedrigeren Betriebstemperatur in einem GHR (450°C) gegenüber dem HTR-Modul günstigere Sicherheitseigenschaften ergeben.

## 2. Brennstoff

Der Brennstoff des GHR befindet sich in kugelförmigen Brennelementen (Brennstoff in Graphitmatrix eingebettet und von einer Siliziumkarbidbeschichtung umgeben). Diese sind vergleichbar mit den HTR-Brennelementen. Als Brennstoff soll niedrig angereichertes Uran eingesetzt werden. Ein zyklischer Austausch der Brennelemente (wie bei anderen HTR-Konzepten) ist beim GHR nicht vorgesehen. Ein Brennelementwechsel soll nur alle 15 Jahre erfolgen, wobei Abbrände von ca. 75 MWd/kg vorgesehen sind [Sommer 1988].

### 3. Proliferation

Während des Reaktorbetriebes wird in den GHR-Brennelementen, ähnlich wie in den LWR-Brennelementen, Plutonium durch Neutroneneinfang aus Uran erzeugt. Aufgrund der anvisierten hohen Verweilzeit der Brennelemente im Reaktorkern des GHR und des damit verbundenen hohen Abbrandes befindet sich in den abgebrannten HTR-Brennelementen relativ weniger waffentaugliches Plutonium als beim Referenz-DWR. Eine Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente wird als sehr aufwendig angesehen und ist von den Entwicklern nicht beabsichtigt.

Dennoch bestehen grundsätzlich keine Hindernisse, aus solchen Brennelementen Spaltstoffe für die militärische Nutzung abzutrennen, obgleich der Aufwand hierzu im Vergleich zur Abtrennung aus DWR/LWR-Brennelementen erheblich größer sein dürfte.

Die Proliferationsrelevanz der notwendigen Urananreicherung ist so einzuschätzen, wie beim HTR bereits angeführt (siehe Kapitel 4.3).

### 4. Ökonomie

Konkrete Angaben zu den Errichtungskosten einer GHR-Anlage und den Wärmeerzeugungskosten sind in den vorliegenden Unterlagen nicht enthalten. Allgemein wird gemäß [Kohler 1989] ein wirtschaftliches Potential für den Einsatz von Heizreaktoren erst bei einem vergleichsweise hohen Energiepreinsniveau für fossile Energieträger und der Ermöglichung von hohen Auslastungsgraden der Anlagen gesehen. Im Rahmen des Heiz- und Schulungsreaktors für die Hacettepe Universität wurde für diese Anlage ein Wert 7,6 Pf/kWh (6,3 Rp/kWh) angesetzt [v.Lensa 1998].

### 5. Einsatz

Der GHR ist ausschließlich für den Einsatz als Heizreaktor im niedrigen Temperaturbereich (140°C) für die regionalen Wärmeversorgung von Industrie und Wohnbereichen vorgesehen [Sommer 1988]. Allerdings entfallen aufgrund der niedrigen Temperaturen einige in [KFA 1993] genannten Einsatzmöglichkeiten, die höhere Prozeßtemperaturen voraussetzen.

### 6. Nachsorge

Die abgebrannten Brennelemente des GHR sollen direkt der Endlagerung zugeführt werden [Sommer 1988]. Beim GHR sind HTR-Brennelemente im Einsatz, die vergleichbaren kernphysikalischen Bedingungen wie bei anderen HTR ausgesetzt sind. Demnach sind sowohl die Mengen an radioaktiven Abfällen (pro erzeugte Energiemenge) als auch die Nuklidzusammensetzung vergleichbar mit den Abfällen aus anderen HTR-Anlagen. Daraus ergeben sich auch die gleichen Erfordernisse zur Nachsorge (vgl. Kapitel 4.3).

### 7. Realisierung

Alle in diese Untersuchung einbezogenen Unterlagen zum GHR stammen aus den Jahren vor 1993.

Aktuellere Angaben zum Entwicklungsstand des GHR liegen nicht vor. Gemäß [Kohler 1989] befand sich das GHR-Konzept zu diesem Zeitpunkt in einer Konzeptphase.

Eine weitere Entwicklung des GHR-10 hat in den 90er Jahren in Deutschland und der Schweiz nicht mehr stattgefunden. Es bestehen lediglich Anfang der 90er Jahre Hinweise auf die Entwicklung eines GHR-20 für den Einsatz in der Türkei in Zusammenarbeit mit der Hacettepe Universität Ankara (Türkei) [Goluoglu 1993], [ATW 1990]. Darüber hinaus finden sich Angaben zu weiteren HTR-Entwicklungen die auch für einen Einsatz zur Wärmeerzeugung vorgesehen sind (vgl. Punkt 7. „Realisierung“ zum HTR-Modul im Kapitel 4.3). Für eine grobe Einschätzung der Realisierbarkeit gehen wird daher von einem Zeitraum von mindestens zehn Jahren aus.

#### 4.6 Weitere Konzeptvorschläge: RTR

Im Rahmen der Betrachtung fortgeschrittener Nuklearsysteme nimmt das Radkowsky-Konzept eine Sonderstellung ein, da unter Verwendung bekannter Reaktortechnologie (DWR) lediglich der konventionelle Uran-Brennstoff durch einen Uran-Thorium-Brennstoff ersetzt werden soll. Die hier vorgelegte knappe Diskussion des Konzeptes erfolgt im wesentlichen auf der Basis von Veröffentlichungen der Radkowsky Thorium Power Corporation (RTPC) [Galperin et al. 1997], [RTPC 1997], [USP 1998]. Nur eine als unabhängig einzustufende Arbeit konnte ausgewertet werden [Kasten 1998].

Ein generelles Problem von Thorium-Brennstoffen ist der langsame Aufbau des spaltbaren Uranisotops Uran-233 in der Thorium-Matrix. Es sind daher vergleichsweise hohe Abbrände notwendig, um das Uran-233 nach der Produktion und der damit verbundenen Investition von Neutronen auch spalten zu können. Diese hohen Abbrände (von mind. 70–80 MWd/kg, entsprechend 8–9 Voll-Last-Jahren) sind mit konventionellen Brennstoffkonzepten in thermischen Reaktoren insbesondere aus Reaktivitätsgründen nicht erreichbar. Daher basierten frühere Thorium-Brennstoff-Konzepte auf Wiederaufarbeitung des Brennstoffes — eine Option, die aus Gründen angestrebter höherer Proliferationsresistenz heute i. a. verworfen wird.

Die wesentliche Idee des RTR-Konzeptes zur Überwindung dieser Schwierigkeit besteht nun darin, das klassische DWR-Brennelement in zwei Segmente zu zerlegen und diese unterschiedlich lang im Reaktor zu bestrahlen. Der zentrale Teil eines jeden Brennelements für den RTR, die sog. Seed-Unit, besteht aus Brennstäben einer metallischen Uran-Zirconium-Legierung; hierbei ist das Uran auf 20% Uran-235 angereichert. Der periphere Teil eines jeden Brennelements, die sog. Blanket-Unit, umschließt die Seed-Unit. Die Brennstäbe der Blanket-Unit bestehen aus Thorium-Oxid ( $\text{ThO}_2$ ), dem angereichertes Uran-Oxid ( $\text{UO}_2$ ) beigemischt ist. Die Zugabe von Uran wird aus zwei Gründen vorgeschlagen: es vermeidet einerseits die Akkumulation von quasi reinem (waffentauglichem) Uran-233 im Brennstoff und es gewährleistet andererseits eine signifikante Leistungsdichte in der Blanket-Unit des Brennelements.

Aufgrund des langsamen Uran-233-Aufbaus in der Blanket-Unit werden nun, wie oben angedeutet, unterschiedliche Brennstoff-Management-Schemata für die zwei Einheiten des RTR-Brennelements verfolgt. Für die zentralen Seed-Unit-Komponenten ist eine totale Bestrahlungsdauer von ca. 3 Jahren, für die peripheren Blanket-Unit-Komponenten hingegen eine totale Bestrahlungsdauer von ca. 10 Jahren vorgesehen. Beide Komponenten werden in einem jährlichen Rhythmus neu angeordnet; dabei wird jeweils ein Drittel der Seed-Unit-Komponenten entladen und durch frischen Brennstoff ersetzt, der dann in „leere“ Blanket-Unit-Komponenten geladen wird. Das Blanket, d. h. die Gesamtheit der Blanket-Unit-Komponenten, wird nach 10 Jahren

vollständig entladen.

### 1. Sicherheit der Anlage

Prinzipiell ist ein Sicherheitsvorteil weder gegenüber dem Referenz-DWR noch gegenüber anderen fortgeschrittenen DWR zu erwarten. RTPC betont jedoch, daß der RTR-Brennstoff zu einem höheren Grad an Betriebssicherheit führe, da auf im Kühlwasser gelöstes Bor verzichtet wird [RTPC 1997, Appendix 5]. Quantitative Aussagen werden nicht gemacht.

Über das Verhalten des vorgeschlagenen Modell-Brennstoffs in realen Reaktoranordnungen und seine sicherheitstechnisch relevanten Eigenschaften liegen keine überprüfbaren Informationen vor. Detaillierte Sicherheitsanalysen sind für 1999 vorgesehen [RTPC 1998a].

Die Sicherheitseigenschaften sind voraussichtlich vergleichbar mit denjenigen des Referenz-DWR.

### 2. Brennstoff

Ein Vorteil der RTR-Brennstoffe wäre der Einsatz von Thorium, der zu einer Reduktion der erforderlichen Uranmengen für den Brennstoff bezogen auf die Reaktorleistung führen würde.<sup>22</sup> Gleichzeitig wird durch Verwendung metallischen Brennstoffes in der Seed-Unit die Brennstofffabrikation vereinfacht.

### 3. Proliferationsrisiken

Das Ziel der RTPC ist, sich als weltweit führender Entwickler von proliferationsresistenten Kernbrennstoffen zu etablieren und, letztlich, den Einsatz des RTR-Brennstoffes in allen existierenden Kernreaktoren durchzusetzen. Insbesondere für den Export in „kritische“ Länder (wie Nordkorea, Iran und andere) wäre der RTR-Brennstoff geeignet [RTPC 1997].

Der RTR-Brennstoff bietet sicherlich einen höheren Grad an Proliferationsresistenz als konventioneller LWR-Brennstoff, da sowohl der frische als auch der bestrahlte Brennstoff kein unmittelbar kernwaffentaugliches Uran enthalten und die Zusammensetzung des Plutoniums im abgebrannten Brennstoff deutlich zu den geradzahligen Isotopen hin verschoben ist (Anteil mind. 38% gegenüber rund 30% in konventionellem Reaktorplutonium).<sup>23</sup> Zudem ist keine Wiederaufarbeitung des Brennstoffes vorgesehen.

Dennoch könnte auch der RTR-Brennstoff als Ausgangspunkt für die Akquisition von in Kernwaffen einsetzbarem (spaltbarem) Material dienen. An dieser Stelle sollen drei denkbare Pfade angedeutet werden:

1. *Weitere Anreicherung des Urans, das im frischen Seed-Unit-Brennstoff eingesetzt wird.* Auch wenn dieses Material mit 20% Uran-235 als noch nicht kernwaffentauglich eingestuft wird, so ist doch der wesentliche Anteil des aufzubringenden Aufwands an Anreicherung (SWU) auf dem Weg zu

<sup>22</sup> Die Menge des benötigten Natururans pro Zyklus eines 3 GWth-Reaktors reduziert sich gemäß [Galperin et al. 1997] von ca. 170 Tonnen für den konventionell betriebenen DWR (vergleiche aber Kap. 3.2, Abschnitt 2) auf ca. 140 Tonnen.

<sup>23</sup> Zur Waffentauglichkeit von Uran und Plutonium siehe Anhang III.1.

hochangereichertem Uran (HEU) bereits geleistet. Der frische Seed-Unit-Brennstoff erscheint daher durchaus attraktiv für eine weitere Anreicherung zu HEU.

2. *Extraktion des Plutoniums aus dem abgebrannten Seed- oder Blanket-Unit-Brennstoff.* Dieser Prozeß ist theoretisch möglich, wenn auch nicht vorgesehen. Die Produktion von Plutonium wäre allerdings bei Einsatz des RTR-Brennstoffes um rund 80% (gegenüber Referenz-DWR mit Uran-Brennstoff) reduziert. Gleichzeitig ist die absolute Konzentration des Plutoniums im Brennstoff vergleichsweise niedrig und, wie oben erwähnt, der Anteil der Isotope 238, 240 und 242 ungewöhnlich hoch. Die Entwickler folgern daraus, daß dieses Plutonium waffentechnisch völlig uninteressant sei. Da das Plutonium aus dem RTR aber nur solange eine „vergleichsweise uninteressante“ Option darstellt, wie Plutonium aus anderen Quellen verfügbar ist, müßte die Relevanz dieses Pfades genauer betrachtet werden.

3. *Extraktion des Urans aus dem bestrahlten Blanket-Unit-Brennstoff und anschließende Anreicherung des Uran-233.* Bei einer Konzentration des Uran-233 von ca. 16% bei der Entladung des Brennstoffes ergibt sich eine zum erstgenannten Pfad vergleichbare Option. Allerdings ist zu klären, ob Verunreinigungen des Uran-233 mit anderen geradzahligem Uranisotopen zu einer erheblichen Beeinträchtigung der Kernwaffentauglichkeit führen würden.

Trotz dieser vermutlich gangbaren Pfade zur Beschaffung von kernwaffentauglichem Material auch über den RTR resultiert eine Proliferationsresistenz für den RTR, die sicherlich höher angesiedelt ist, als im Fall der Standard-LWR-Varianten und insbesondere den DWR-Referenzfällen.

#### 4. Ökonomie

Nach Berechnungen der RTPC wäre der vorgeschlagene Brennstoff etwa genauso teuer wie oder günstiger als konventioneller Uran-LWR-Brennstoff, da sich eine vereinfachte Fabrikation durch Verwendung von metallischem Brennstoff in den Seed-Unit-Komponenten ergibt und der Einsatz an Rohstoffen und Anzahl der pro Jahr zu produzierenden Brennstäbe reduziert wird. Eine von RTPC in Auftrag gegebene Analyse kommt zu dem Schluß, daß sich bei Einsatz von RTF eine Ersparnis von 18–26% für DWR bzw. 19–25% für WWER ergibt.

[Kasten 1998, 251–259] kann diese deutliche Verbesserung der Ökonomie allerdings nicht bestätigen: die Gesamtkosten, die mit dem Brennstoffzyklus assoziiert werden müssen, liegen hier nur 4% unter den DWR Referenz-Kosten. Dabei ergibt sich dieser leichte ökonomische Vorteil gegenüber dem Standard-DWR überhaupt erst bei Berücksichtigung der reduzierten Transportkosten für die abgebrannten Brennelemente. Es wird jedoch betont, daß die Unsicherheiten in den Annahmen noch bei weitem die errechnete Differenz (von 4%) übersteigen.

Auch im günstigsten Fall sollten reduzierte Brennstoffkosten die Wirtschaftlichkeit gegenüber dem Referenz-DWR nur unwesentlich beeinflussen, da diese Kosten keine durchschlagende Bedeutung haben. Allerdings könnte damit der (im Vergleich zu Uran-Brennstoff) ökonomisch ungünstigere MOX-Brennstoffpfad ein noch deutlicheres Desinteresse von Anlagenbetreibern an der Nutzung plutoniumhaltiger Brennstoffe bewirken.

#### 5. Einsatzmöglichkeiten

Der RTR-Brennstoff ist für den Einsatz in allen Standard-Druckwasserreaktoren vorgesehen. Bemerkenswert ist jedoch, daß [Kasten 1998; 246] den Einsatz von RTR-Brennstoff eher in neu zu bauenden DWR für wahrscheinlich hält, da die notwendigen Modifikationen existierender Reaktoren (bspw. am Steuerstab-Regelungssystem) ökonomisch vermutlich nicht sinnvoll seien.

Dies würde die Realisierung des RTR-Konzeptes in vielen Ländern, die keine DWR mehr bauen oder planen — also quasi in allen „westlichen“ Länder; bspw. in den USA, in der BRD, etc. — erschweren oder ausschließen.

Eine modifizierte Variante des Brennstoffes könnte aber auch einen Beitrag zur Entsorgung von überschüssigem Plutonium leisten, falls Plutonium (statt angereichertem Uran) zu Beginn als Spaltstoff eingesetzt wird. Diese Variante wäre erheblich effizienter als Standard-MOX, da das Plutonium hier (im wesentlichen) in eine inerte Matrix aus Zirkonium eingebettet ist. RTPC-MOX würde doppelt so viel Plutonium wie Standard-MOX verbrennen; der Plutonium-Gehalt in den abgebrannten Brennelementen wäre gegenüber dem Standard-MOX-Szenario um 80% reduziert. Das US-Department of Energy (DOE) scheint offenbar an einer genaueren Analyse der Option einer Plutonium-Entsorgung mit Hilfe des RTR interessiert zu sein [RTPC 1998a].

## 6. Erfordernisse für die Nachsorge

Der durch den Brennstoff verursachte Teil des Abfallvolumens wird durch Einsatz von RTR-Brennstoff (bei Vergleich mit Uran-DWR-Brennstoff) um ca. 40% reduziert: von 9.33 m<sup>3</sup> auf 5.47 m<sup>3</sup> pro Jahr und GWe [Galperin et al. 1997, 287]. Dies ist im wesentlichen auf den hohen relativen Abbrand in der Seed-Unit und auf den hohen akkumulierten Abbrand der Blanket-Unit zurückzuführen. Gleichzeitig wird die Produktion der höheren Aktiniden (d. h. von Plutonium, Americium und Curium) erheblich reduziert, da die absolute Menge an eingesetztem Uran-238 geringer ist, und sich die Neutronenökonomie aufgrund der geänderten Uran-235 Anreicherung verändert. Auf diese Weise wird die Radiotoxizität für eine Stoffklasse des Abfalls deutlich abgesenkt. Weiterhin wird angeführt, daß sich der schwach radioaktive Abfall (low-level waste) reduziert, da durch den Verzicht auf Bor im Kühlmittel die Produktion von Tritium vermieden wird.

Die Bedeutung des reduzierten Abfallvolumens wird auch in einem umfassenderen Rahmen diskutiert: Länder mit begrenztem Nuklearprogramm würden nicht in der Lage sein, ein Endlager (für hochradioaktiven Abfall) zu entwickeln, das internationalen Standards genügt. Dadurch könnte sich eine Beschränkung auf wenige multinational genutzte Endlager ergeben. Der RTR-Brennstoff wäre in dieser Situation besonders attraktiv, da er Endlagerkapazitäten schont [RTPC 1997]. In einer privaten Mitteilung gibt A. Radkowsky eine Reduktion der Toxizität von ca. 90% an und folgert daraus, daß eine oberflächennahe Lagerung des Abfalls möglich sein sollte [RTPC 1998b].

Den Thorium-Brennstoff betreffend ist weiterer Forschungsbedarf notwendig: zum einen muß die genaue Verteilung der Spaltprodukte des Uran-233 exakt bestimmt werden, zum anderen sind die radiologischen Belastungen bei der Thorium-Gewinnung, die höher anzusiedeln sind als im Fall von Uran, entsprechend zu berücksichtigen.

## 7. Stand der Konzeptrealisierung und Realisierungszeitraum

Nach eigenen Angaben befindet sich die Entwicklung des RTR-Brennstoffs für den Einsatz in WWER-Reaktoren in der Phase des detailed design, für DWR-Reaktoren in der Phase des preliminary design [RTPC 1998a].

Der Brennstoff wurde bislang (Stand: Oktober 1998) weder hergestellt noch bestrahlt [RTPC 1998a], so daß „Rückschläge“ prinzipiell nicht auszuschließen sind, falls sich die theoretisch erwartete Performance des Brennstoffs nicht bestätigt. Auch sind Verzögerungen möglich, die sich

bei der Lizenzierung des Brennstoffs ergeben.

[Kasten 1998, 260–262] konkretisiert einige zu klärende Fragen des RTR-Konzeptes: Bedingt durch die lange Verweildauer der Blanket-Unit im Reaktor sind Korrosionseffekte der Brennstabhülle mit dem Kühlwasser von nicht unwesentlicher Bedeutung. Resultate, die in älteren Experimenten gewonnen wurden, seien hier nicht sehr ermutigend, da bereits nach 6 Jahren das Versagen von Brennstabhüllen beobachtet wurde. Ebenso existiert (unter den gegebenen Betriebsbedingungen) vergleichsweise wenig Erfahrung mit den metallischen Brennstoffen der Seed-Unit; in diesem Kontext wären nicht nur die Eigenschaften unter Normalbedingungen, sondern insbesondere auch das Verhalten unter Unfallbedingungen genauer zu untersuchen. Insgesamt wird für den Brennstoff ein signifikanter FuE-Bedarf für notwendig erachtet. Schließlich wird auch auf den aufwendigen Brennelementwechsel hingewiesen. Falls sich dessen Realisierung schwieriger gestaltet als angenommen und dadurch die Verfügbarkeit der Anlage reduziert wird, so hätte das empfindliche Konsequenzen für die Ökonomie des RTR-Reaktors.

Das Gesamtkonzept macht für RTPC nur dann Sinn, falls in den nächsten Jahren der Brennstoff tatsächlich zum Einsatz kommt, denn Patentrechte, die einen Verdienst garantieren würden, laufen nach 20 Jahren aus.

Die bisherige Finanzierung wurde zum Teil durch die „Initiatives for Proliferation Prevention“ des DOE getragen. In einer ersten Phase wurden 0,55 Mio. US\$ (0,74 Mio. SFr.) bewilligt, die zweite Phase, welche weitere 0,6 Mio. US\$ (0,81 Mio. SFr.) umfaßt, läuft gerade an. Etwa die Hälfte dieser Gelder wurde für russische Forschungsarbeiten aufgewendet [RTPC 1998a].

## 4.7 Beschleunigergetriebene Systeme

### a) Energy Amplifier (EA)

Der sog. Energy Amplifier (EA) ist ein unterkritischer, schneller Reaktor, der von einer Gruppe am CERN um Carlo Rubbia konzipiert wird. Da ein solcher Reaktor von selbst keine stationäre (d. h. zeitlich konstante) Neutronenpopulation aufrechterhalten kann (und auch nicht soll), ist er auf eine „externe“ Neutronenquelle angewiesen. Diese Quelle wird durch einen Protonen-Beschleuniger realisiert, dessen Teilchenstrahl im Innern des Reaktorkerns über einen Spallationsprozeß hochenergetische Neutronen erzeugt. Der EA greift auf verschiedene passive Sicherheitssysteme zurück: hierzu gehören insbesondere ein passives System zur Unterbrechung des Beschleunigerstrahls sowie ein passives System zur Wärmeabfuhr. Als Kühlmittel des EA dient ein flüssiges Blei-Wismuth-Gemisch, das durch Naturkonvektion, d. h. ohne zusätzliche Pumpen, zirkulieren soll.

Der EA nutzt Thorium als Brennstoffmatrix. In dieser Matrix, die durch vorherige Zugabe eines spaltbaren Materials „aktiviert“ wird, baut sich während der Bestrahlung das wiederum spaltbare Uran-233 auf. Eine Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffes ist notwendig, um die erwünschte niedrige Radiotoxizität des Abfalls zu realisieren. Dabei werden alle Aktiniden sowie einige langlebige Spaltprodukte abgetrennt und dem EA erneut zugeführt. Für die verbleibenden Spaltprodukte ist eine oberflächennahe Lagerung vorgesehen.

Der EA soll in der Lage sein, Energie zu liefern sowie die Radiotoxizität ihm zugeführter Abfälle aus anderen (konventionell betriebenen) Reaktoren zu reduzieren. Insbesondere in Ländern, die noch nicht über eine Strategie zur Behandlung der nuklearen Abfälle entschieden haben, soll der EA daher als möglicher Abfallvernichter und weniger als Energielieferant Interesse wecken: die

Menge an Transuranen, die ein EA mit einer thermischen Leistung von 1500 MW<sup>24</sup> verbrennen kann, soll rund 400 kg pro Jahr betragen [Rubbia 1997a, 48].

## 1. Sicherheit der Anlage

Als wesentlicher sicherheitsrelevanter Unterschied zwischen dem EA und konventionellen Systemen wird der unterkritische Betrieb des Reaktors angeführt: bedingt durch diese Eigenschaft reagiert der EA wesentlich günstiger auf eine plötzliche Reaktivitätszufuhr. Dies wird von Rubbia selbst betont, aber auch von einigen unabhängigen Arbeiten positiv hervorgehoben (vgl. bspw. [Birraux 1997a, 201–203] und [HSK 1997, 13]). Dabei ist allerdings festzuhalten, daß kein „objektives“ Kriterium zur Festlegung der „optimalen“ Unterkritikalität existiert [HSK 1997, 6]: ökonomische und sicherheitstechnische Aspekte beeinflussen die Wahl des Multiplikationsfaktors  $k$ , welcher ein Maß für die Unterkritikalität darstellt.<sup>25</sup> Während es aus sicherheitstechnischen Gründen wünschenswert ist, eine möglichst hohe Unterkritikalität zu erhalten, ist es aus ökonomischen Gründen erstrebenswert, den Reaktor so nahe wie möglich an der Kritikalität zu betreiben (da dann nur ein kleiner Bruchteil der erzeugten Energie für den Betrieb des Beschleunigers benötigt wird). In [PSI 1996, 34] wird das für den EA vorgesehene  $k$  von 0.98 als ausreichend unterkritisch eingestuft, jedoch auf die Notwendigkeit weiterer Analysen von Störfällen, die die Reaktivität des Systems betreffen, hingewiesen. An anderer Stelle wird festgehalten, daß es bei einem  $k$  von 0.98 schwierig sein könnte, die Sicherheit des Systems nachzuweisen [Gros (IPSN) in Birraux 1997b, 100]. Dies ist unter anderem auf die maximale Änderung von  $k$  durch den Protactinium-Zerfall (nach Abschalten des Reaktors) von +0.02 (vgl. [Rubbia 1997b, 211]) zurückzuführen.

Einerseits wird die Unterkritikalität des EA also als der entscheidende Sicherheitsvorteil des Systems angegeben; andererseits kommt eine EURATOM-Studie zu dem Schluß, daß der EA dennoch nicht besser gegen Leistungsexkursionen geschützt sei als ein moderner LWR [EURATOM 1997].

Wie gefordert, sind alle Reaktivitätskoeffizienten<sup>26</sup> des EA negativ, ihre Absolutwerte allerdings erheblich geringer als bei einem DWR [EURATOM 1997]. Der EA verzichtet auf die traditionelle Regelung des Reaktors durch Steuerstäbe [Rubbia 1997b, 193, 248] und vermeidet somit ein weitere mögliche Unfallursache.<sup>27</sup> Die Variation des Beschleunigerstroms ist der einzige Mechanismus zur Regelung des Systems [Rubbia 1997b, 269]. Das heißt aber auch, daß ein Kontrollsystem fehlt, das es erlauben würde, spontanen Reaktivitätsänderungen (hervorgerufen bspw. durch Änderung der Reaktorleistung) entgegenzuwirken. Dies wird in [Birraux 1997a, 203] als eine wesentliche Schwachstelle des EA angeführt.

Offen ist die Frage, ob eine Kernschmelze ausgeschlossen werden kann. Die Entwickler des EA führen an, daß in keinem Fall ein Temperaturanstieg möglich ist, der zu einer Kernschmelze oder einer anderweitigen Freisetzung von radioaktivem Material führen würde [Rubbia 1997b, 266]. In der Studie der HSK hingegen werden die möglichen Konsequenzen eines bestimmten Sicherheitsmechanismus des EA diskutiert: falls notwendig, kann der Beschleuniger innerhalb von Mil-

<sup>24</sup> Der Wirkungsgrad bei der Umwandlung der thermischen in elektrische Energie wird mit 0.44 abgeschätzt [Roche et al. 1995].

<sup>25</sup> Ein Multiplikationsfaktor von  $k = 1$  entspricht einem exakt kritischen Reaktor. Siehe dazu Anhang III.1.

<sup>26</sup> Zu Reaktivitätskoeffizienten siehe Anhang III.1.

<sup>27</sup> Bspw. ein versehentliches Herausfahren der Steuerstäbe.

li- oder sogar Mikrosekunden abgeschaltet (bzw. nicht länger in den Reaktor gerichtet) werden [Rubbia 1997b, 242]. Die HSK folgert daraus, daß der Beschleuniger somit auch in der gleichen Zeit (versehentlich) aktiviert werden kann. Dies könnte zum Sieden des Bleis und zu einer Kernschmelze führen [HSK 1997, 6]. Um dieses Szenario auszuschließen, wären entsprechende konzeptionelle Modifikationen am Sicherheitssystem des EA vorzunehmen.

Eine für alle schnellen Reaktoren typische (ungünstige) Eigenschaft gilt auch für den EA: die Kernkonfiguration liegt nicht in der Geometrie maximaler Reaktivität vor, so daß ein Verlust der Geometrie (durch Deformationen des Kerns, bspw. einer partiellen Kernschmelze) zu einem Anstieg der Reaktivität führen kann. Dieses Szenario wird (mind. an einer Stelle) als Größter Anzunehmender Unfall (GAU) angegeben; dabei sei nicht zu erwarten, daß sich dieses Unfallszenario für den EA von dem eines konventionellen schnellen Reaktor wesentlich unterscheiden würde [Salvatores (CEA-DRN) in Birraux 1997b, 124]. Die Studie der HSK weist darauf hin, daß der EA prompt überkritisch werden kann, falls Brennstabhüllen schmelzen, das Kühlmittel verdampft und der Brennstoff zu seiner maximalen Dichte kollabiert. Auch wenn die Wahrscheinlichkeit für dieses Szenario äußerst gering sein mag, kann es dennoch nicht deterministisch ausgeschlossen werden. Aus diesem Grund werden weitere Analysen für notwendig erachtet [HSK 1997, 14].

Zusammenfassend hält die Birraux-Studie<sup>28</sup> fest, daß der EA gut gegen intern verursachte Ereignisse ausgelegt sei [Birraux 1997a, 196]; dies sei im wesentlichen auf die Unterkritikalität des Reaktors und auf die passiv wirksamen Komponenten des Systems zurückzuführen [Birraux 1997a, 196–224].

In einem vergleichendem Raster der HSK-Studie, das die Eigenschaften verschiedener Reaktor-konzepte bezüglich Sicherheit und Durchführbarkeit (safety and feasibility) bewertet, rangiert der EA im Mittelfeld; er wird besser als der natrium-gekühlte schnelle Reaktor eingestuft, jedoch schlechter als der (vereinfachte) Siedewasserreaktor sowie der Hochtemperaturreaktor [HSK 1997, 10].

Angaben zu den Wahrscheinlichkeiten verschiedener Unfallszenarien existieren für den EA noch nicht.

Für die zu erwartenden kollektiven Dosen sind in [Rubbia 1997b, 189] Werte von 2,75 man-Sv/(GWa) für die lokale und regionale, 0,44–1,42 man-Sv/(GWa) (in Abhängigkeit vom verwendeten Brennstoff) für die globale Dosis angegeben. Hierbei wird davon ausgegangen, daß es nicht zu Unfällen mit Radioaktivitätsfreisetzungen kommt, es handelt sich um Normalbetriebs-emissionen.

Angaben zum Gesamtinventar werden nur für einige Nuklide zum Entladezeitpunkt aufgeführt [Rubbia 1997b, 289], es ist keine Angabe zu einem mittleren Gesamtinventar möglich.

## 2. Brennstoff

Als primärer Brennstoff des EA dient natürliches Thorium [Rubbia 1997b, 188], dem, je nach Einsatzstrategie, ein spaltbares Material beigemischt wird (Uran-233, Plutonium oder Transurane). Der abgebrannte Brennstoff soll wiederaufgearbeitet werden, wobei alle Spaltprodukte abgetrennt werden; das verbleibende Thorium-Aktiniden-Gemisch soll mit frischem Thorium angereichert und erneut zu Brennelementen verarbeitet werden. Es können auch Brennstoffe auf Pluto-

---

<sup>28</sup> Diese Studie wurde vom parlamentarischen Büro für Technikfolgenabschätzung (Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques) für die Französische Nationalversammlung (Assemblée Nationale) angefertigt.

niumbasis verwendet werden (Plutonium-Thorium MOX) [Rubbia 1997b, 294].

Weitere Grundlagenforschung in bezug auf Thorium als Reaktorbrennstoff ist notwendig. Dies betrifft bspw. die exakte Bestimmung der für den Thorium-Uran Zyklus benötigten Wirkungsquerschnitte [Rubbia 1997b, 267] sowie die Bestimmung der genauen Verteilung der Spaltprodukte des Uran-233. Außerdem ist eine umfassende Analyse des Thorium-Brennstoff-Kreislaufes notwendig: die radiologischen Auswirkungen des Thoriums sind langfristig geringer, kurzfristig jedoch (für Arbeiter und evtl. auch für die Öffentlichkeit) höher [Schapira in Birraux 1997b, 138].

### 3. Proliferationsrisiken

Jede intensive Neutronenquelle ist prinzipiell zur Erzeugung von kernwaffentauglichen Materialien geeignet. Diese Möglichkeit soll beim EA durch das Versiegeln des Reaktorkerns, welcher dann nur für autorisierte Gruppen zugänglich ist, verhindert werden [Rubbia 1997b, 193]. Weiterhin werde, bedingt durch die Tatsache, daß nur eine vernachlässigbare Menge an Plutonium erzeugt wird, und bedingt durch den starken Gamma-Strahler Thallium-208 in der Zerfallskette des Uran-232, die Gefahr der Proliferation des Brennstoffs reduziert [Rubbia 1997b, 194].

Generell widerspricht jedoch die Integration der Wiederaufarbeitung einer proliferationsresistenten Auslegung des Brennstoffkreislaufes. Dies betrifft insbesondere die EA-Variante zur Beseitigung von Plutonium. Einerseits soll dadurch die Verbreitung von kernwaffentauglichem Material verhindert werden, andererseits wird gleichzeitig die Verarbeitung von Uran mit für Waffenzwecke „ausreichend“ hohem Uran-233-Anteil notwendig [Birraux 1997a, 246].

Die Aussagen zur Waffentauglichkeit des Urans bei der Entladung aus dem EA erfordern eine genauere Überprüfung. Rubbia weist darauf hin, daß es im wesentlichen unmöglich (essentially impossible) sei, das aus dem EA stammende Uran in einer Kernwaffe einzusetzen [Rubbia 1997b, 194]. Diese Untauglichkeit müßte dann allerdings allein auf Probleme mit der Handhabung (der Zerfallsprodukte des Uran-232) zurückzuführen sein, da bspw. die kritische Masse des entladenen Urans immer noch geringer ist als die des „konventionellen“ hochangereicherten Urans (HEU).<sup>29</sup> Letztlich muß die Frage nach der Waffentauglichkeit des aus dem EA entladenden Urans als offen eingestuft werden (vgl. dazu bspw. [Birraux 1997b, 140–143]).

Einige Komponenten des EA können leicht von ihrer zivilen Bestimmung „entführt“ werden [Birraux 1997a, 246]. Insbesondere kann der Beschleuniger äußerst effizient zur Produktion von kernwaffentauglichen Materialien genutzt werden [Magill et al. 1997], [Magill et al. 1998].<sup>30</sup>

Die Proliferationsresistenz wird von Birraux zusammenfassend weder höher noch niedriger als bei anderen Reaktorkonzepten eingestuft [Birraux 1997a, 245]. Der Schutz vor Abzweigung von kernwaffentauglichem Material basiert auf den klassischen Lösungen (Safeguards, etc.). Die Tatsache, daß Rubbia feststellt, auch sein Reaktor könne nicht unter allen Umständen in jedes beliebige Land exportiert werden, bestätigt, daß der EA auch von den Entwicklern als nicht intrinsisch proliferationsresistent eingeschätzt wird [Birraux 1997a, 249], [Rubbia in Birraux 1997b, 143].

<sup>29</sup> Das EA-Uran enthält ca. 60% Uran-233, „konventionelles“ HEU ca. 95% Uran-235.

<sup>30</sup> In Frankreich (und in den USA) wird die Spallationsforschung zur Zeit (mit dem Ziel einer effizienten Tritium-Produktion) vorwiegend auf militärischen Etatposten finanziert.

#### 4. Ökonomie

Generell gilt, daß die Ökonomie des Gesamtsystems in hohem Maße vom gewählten  $k$  abhängig ist [Rubbia in Birraux 1997b, 106]. Dies resultiert aus der Tatsache, daß die Neutronenmultiplikation im Reaktorkern proportional zu  $1/(1 - k)$  ist, wodurch letztlich die für den Beschleuniger „abzuzweigende“ (also: „verlorene“) Leistung festgelegt wird.

Bei der Abschätzung der Anlagenkosten für einen EA ergeben sich erhebliche Abweichungen: Rubbia selbst berechnet 940 Mio. US\$ (best estimate, entspricht 1271 Mio. SFr) [Rubbia 1996, 49]; die EURATOM-Studie hingegen berechnet 2100 Mio. US\$ (2839 Mio. SFr).<sup>31</sup>

Die EURATOM-Studie kommt so auch zu dem Schluß, das der EA mit modernen LWR (wie dem EPR) nicht wettbewerbsfähig sein kann [EURATOM 1997]. Aus diesem Grund soll der EA in erster Linie als Abfallvernichter konzipiert werden, da er somit quasi „außer Konkurrenz“ laufe.

In der Birraux-Studie wird die postulierte Wirtschaftlichkeit des EA ebenfalls als noch nicht abgesichert eingestuft. Kritische Parameter sind natürlich die Verfügbarkeit, die Anlagenkosten, die Brennstoffkosten, die Lebensdauer der Anlage, usw. Diese Größen seien zum heutigen Zeitpunkt noch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet [Birraux 1997a, 249–255].

#### 5. Einsatzmöglichkeiten

Prinzipiell sind drei wesentliche Einsatzmöglichkeiten für den EA denkbar bzw. vorgesehen: der EA als (reine) Energiequelle, als Abfallvernichter und als Plutonium-Brenner [Rubbia 1995]. Komplexere Szenarien ergeben sich, wenn man diese Optionen mit dem Brennstoffkreislauf bestehender Reaktorlinien koppelt: in diesem Fall kann bspw. das im EA erbrütete Uran-233 als Brennstoff in konventionellen DWR dienen, der EA wiederum zur Eliminierung von Aktinidenabfällen aus abgebranntem DWR-Brennstoff eingesetzt werden [Rubbia 1997b, 194].

Als umfassendes Konzept wurde die Integration des EA in den spanischen Nuklearkomplex ausgearbeitet: dort soll mit einem EA-Park von fünf Anlagen der Abfall (inkl. Plutonium) aus allen neun derzeit betriebenen LWR beseitigt werden [Rubbia 1997a]. Neben ökonomischen Vorteilen, so die Autoren, wäre nach Abschluß der Kampagne (nach 37 Jahren) für Spanien aller Voraussicht nach kein Endlager notwendig [Rubbia 1997a, 3].<sup>32</sup>

#### 6. Erfordernisse für die Nachsorge

Die Aktinidenproduktion eines EA (mit geschlossenem Brennstoffkreislauf) soll 1000 mal geringer als bei einem DWR (mit offenem Brennstoffkreislauf) sein. Dies folgt unmittelbar aus der angestrebten Effizienz der Wiederaufarbeitung, nach der die radiotoxischsten Nuklide wieder in den EA zurückgeführt werden. Nach 700 Jahren ergibt sich eine Radiotoxizität, die ca. 20.000 mal unter der eines offenen Brennstoffkreislaufs beim DWR liegt [Rubbia 1997b, 187] (diesen Zahlen liegt die postulierte außerordentlich hohe Effizienz der Wiederaufarbeitung zugrunde, siehe hierzu Abschnitt 7).

<sup>31</sup> Entsprechende Abschätzung des Strompreises: 1,99 (1,66–2,33) Cent pro kWh [Rubbia 1996, 61] (entsprechen 2,69 (2,24–3,15) Rp). Bei Berücksichtigung der Tatsache, daß EURATOM einen um einen Faktor zwei höheren Wert der Investitionskosten annimmt, würde sich auch für die Stromgestehungskosten ein entsprechend höherer Wert (ca. 5,4 Rp/kWh) ergeben.

<sup>32</sup> Vgl. dazu jedoch auch die Kritik der HSK-Studie unter Abschnitt 6.

Der Abfallstrom der Wiederaufarbeitung umfaßt mittel- und langlebige Spaltprodukte sowie den (geringen) Anteil an Aktiniden. Eine Lagerung dieser Abfälle über mehrere Jahrhunderte (mind. 500 Jahre) in überwachten, oberflächennahen Lagerstätten ist vorgesehen [Rubbia 1997b, 301]. Die Studie der HSK bemerkt, daß diese Strategie aus sicherheitstechnischen sowie ethischen Gründen inakzeptabel sei. Auch der EA wäre somit auf ein geologisches Endlager angewiesen [HSK 1997, 24]. Dies würde wiederum die Option der Aktinidenverbrennung (vs. direkte Endlagerung) insgesamt in Frage stellen, da ein Endlager in jedem Fall errichtet werden müßte.

Die Radiotoxizität der Spallationsprodukte ist im Vergleich mit den Spaltprodukten nicht zu vernachlässigen [Birraux 1997a, 240]. Diese Spallationsprodukte sind in den 10.000 Tonnen Blei (bzw. Blei/Wismuth) gelöst, welches gleichzeitig als Spallationstarget und als Kühlmittel fungiert. Die Spallationsprodukte werden daher das Schicksal des Bleis bei der Entsorgung der Anlage teilen [Rubbia 1997b, 302]. Zur Entsorgung des Bleis werden keine Angaben gemacht.

Wenn man die Radiotoxizität über geologische Zeiträume betrachtet, sind die Unterschiede zwischen Uran- und Thorium-Brennstoff nicht so groß wie man zunächst annehmen könnte [PSI 1996, 38]: der Uran-Brennstoff ist zwischen  $10^5$  und  $10^6$  Jahren sogar günstiger als der Thorium-Brennstoff des EA. Bezogen auf die Radiotoxizität pro Abfallgewicht wird durch den Einsatz von Thorium die Endlagerungsproblematik nicht entlastet.

Nach den bis jetzt vorliegenden Informationen ist es unserer Einschätzung nach unklar, ob auf ein geologisches Endlager verzichtet werden kann.

## 7. Stand der Konzeptrealisierung und Realisierungszeitraum

Ursprünglich war unmittelbar der Bau eines (full-scale) EA mit 1500 MWth geplant. Mittlerweile wird jedoch zunächst die Errichtung einer Pilotanlage (PA) mit 75 bis 100 MWth und einem Beschleuniger mit 10–20 mA und 200 MeV angestrebt. Diese PA sollte nach Rubbia (unter günstigen Umständen, nachdem die Entscheidung für die PA gefallen ist) innerhalb von 5 Jahren zu errichten sein. Dieser Zeitrahmen wird von Birraux als unrealistisch eingeschätzt, da noch zu viele Unbekannte existieren [Birraux 1997a, 282].

Zu den besonderen Realisierungsproblemen des EA gehören der Beschleuniger, die Bleikühlung sowie die Wiederaufarbeitung. Zu diesen Punkten werden im folgenden einige in der Literatur diskutierte Aspekte wiedergegeben.

Die Energie des Beschleunigers, d. h. die Energie der Protonen, ist noch nicht eindeutig festgelegt. Das Referenzdesign sieht eine Energie von 1 GeV vor, es ist allerdings nicht auszuschließen, daß Energien von 2,5 bis 2,8 GeV (über ein alternatives LINAC-Konzept) notwendig werden [Rubbia in Birraux 1997b, 112].

Zu den betriebsbezogenen Problemen gehört insb. die Garantie einer hohen Verfügbarkeit des Beschleunigers bei einem minimalen Teilchenverlust<sup>33</sup> [Harar in Birraux 1997b, 118]. Momentan werden an entsprechenden Anlagen typischerweise 200 unkontrollierte Strahlverluste pro Woche beobachtet [HSK 1997, 4]; dies sei für den hier vorgesehenen Einsatz völlig inakzeptabel. Hinzu kommen Probleme, die sich aus dem Raumladungseffekt ergeben, der zu einer erheblichen Aufweitung des Protonenstrahles führt: dieser wurde bei ersten Rechnungen offenbar vernachlässigt, einige Experten stufen ihn jedoch als „potentiell vernichtend“ für das Projekt ein [Birraux 1997a, 179–180]. Auch zum Störfall eines gebrochenen Strahlfensters existieren widersprüchliche Aussagen: während Rubbia dieses Ereignis als „nicht dramatisch“ einschätzt [Rubbia in Birraux 1997b,

<sup>33</sup> Bei 1 GeV max. 1 von 10 Milliarden Teilchen.

101], befürchten andere erhebliche Auswirkungen auf die Sicherheit des Reaktorbetriebs [Mailard (CNRS, Collège de France) in Birraux 1997b, 110].

Weitere Probleme könnten sich durch das Konzept der Bleikühlung ergeben. Der wesentliche Vorteil des Bleis gegenüber Natrium ist das Ausbleiben einer (aggressiven) Reaktion mit Wasser oder Luft; hinzu kommen der geringere Dampfdruck sowie die höhere Siedetemperatur. Als Nachteile hingegen sind die höhere Dichte und Viskosität sowie die geringere Wärmeleitfähigkeit zu nennen [HSK 1997].

Die Intransparenz des Bleis ist insbesondere für Wartungsarbeiten problematisch. Weiterhin schließt die elektrische Leitfähigkeit bestimmte Analyse-Verfahren aus, die ohnehin durch eventuelle Probleme beim Einsatz von Instrumenten am Boden des Behälters durch den enormen statischen Druck erschwert werden [HSK 1997].

Unter keinen Umständen darf das Blei bzw. das Blei-Wismuth<sup>34</sup> seine Schmelztemperatur unterschreiten, da dies irreversible Schäden der Reaktorgeometrie verursachen könnte. Bereits ein lokales Erstarren des Bleis könnte verschiedene „Wege“ verstopfen [Birraux 1997a, 210]. Aus diesen Gründen sind externe Heizungen vorgesehen [Rubbia in Birraux 1997b, 122]. Diese wären in eine Sicherheitsanalyse einzubeziehen.

Damit bleibedingte Korrosionseffekte keine (wesentliche) Rolle spielen, muß der Sauerstoffanteil im Blei entsprechend gering gehalten werden. Hierzu ist eine Reinigung des Kühlmittels notwendig. Beides (Korrosion und Reinigung) erfordert weitere Forschung [Rubbia in Birraux 1997b, 122–123]. Das Korrosionsproblem bei bleigekühlten Reaktoren wird in einer frühen kritischen Einschätzung des EA als „ungeklärt“ eingestuft [PSI 1996, 32]: unter Umständen könnte es eine Einschränkung der Bleitemperaturen erfordern und somit die Realisierbarkeit der Naturkonvektion, die auf eine hohe Temperaturdifferenz angewiesen ist, in Frage stellen. Technisch stelle die Bleikühlung ebenso hohe Anforderungen wie die Natriumkühlung [PSI 1996, 32], deren Probleme aus den Schnellbrüterprojekten bekannt sind.<sup>35</sup>

Das Rubbia-Konzept ist weiterhin in hohem Maße von einer extrem effizienten Wiederaufarbeitung des Brennstoffes abhängig: es wird ein relativer Aktinidenverlust während der Wiederaufarbeitung von max. 0,01% angenommen [Rubbia 1997b, 294]. Das Rubbia-Konzept greift daher nicht (mehr) auf den THOREX-Prozeß zurück, da dieser maximal eine Effizienz von 99,5% erreicht, sondern wählt den sog. pyrometallischen Prozeß. Hier liegt die Effizienz in labormaßstäblichen Experimenten momentan bei max. 99,9%, also bei einem Aktinidenverlust von 0,1% [Rubbia 1997b, 300]. Es fehlt eine weitere Größenordnung. Insbesondere die Demonstration des pyrometallischen Prozesses mit der geforderten Effizienz steht auf industriellem Niveau noch aus.

Eine weitere kontrovers diskutierte Eigenschaft des EA betrifft die Emissionen im Standardbetrieb. Bei der Berechnung der Kollektivdosis geht Rubbia von einer kryotechnischen Fällung von Kohlenstoff-14 und Krypton-85 während der Wiederaufarbeitung des Brennstoffes aus [Rubbia 1997b, 297 und 304]. Dadurch wird der angegebene Wert der Kollektivdosis um ca. 80% gesenkt. Birraux bemerkt, daß völlig unklar ist wie ein solcher Prozeß (und die sich anschließende Lagerung) ökonomisch akzeptabel durchführbar sein soll; offenbar diene dieser Vorschlag lediglich zur scheinbaren „Optimierung“ der Emissionswerte [Birraux 1997a, 241].

Es wird diskutiert, daß in den vorliegenden Papieren bisher wenig von den heute allgemein eta-

<sup>34</sup> Die bereits diskutierte Zugabe von Wismuth dient gerade der Absenkung der Schmelztemperatur.

<sup>35</sup> Birraux fragt sich, weshalb bisher alle Spezialisten zur Kühlung von schnellen Reaktoren Natrium gewählt haben? Handelt es sich um einen historischen Zufall? Oder hat die Tatsache, daß die Öffentlichkeit noch nie über Schwierigkeiten beim Umgang mit Blei erfahren hat, keine unwesentliche Rolle bei der Wahl des Kühlmittels für den EA gespielt? [Birraux 1997a, 206].

blierten Sicherheitsstandards<sup>36</sup> erkennbar sei [Birraux 1997a, 211]. Gerade hinsichtlich einer möglichen Beeinträchtigung der Wirksamkeit von Barrieren seien noch grundlegende Fragen zu klären [Birraux 1997a, 212–217]. Dies betrifft insbesondere die Materialermüdung durch die hohe Betriebstemperatur und den hohen Temperaturgradienten sowie die Korrosion (verursacht durch das Blei), die Auswirkungen der Neutronenbelastung auf Strukturmaterialien, die mindestens 10 mal höher ist als in einem konventionellen DWR, die mechanischen Belastungen (bspw. durch die enorme Masse des Bleis) sowie das Verhalten des Thorium-Brennstabes, insb. im Hinblick auf den Einschluß der Spaltprodukte.

Bedingt durch dieses Spektrum an offenen Punkten, favorisiert Birraux den Bau einer (noch kleineren) experimentellen Anlage, um zunächst weitere grundlegende offene Fragen zu klären [Birraux 1997a, 283]; erst anschließend wäre dann eine Pilotanlage sinnvoll. Auch die EURATOM-Studie kommt zu dem Schluß, daß es unrealistisch sei, unmittelbar ein Gesamtsystem in Angriff zu nehmen. Dies würde die Entwicklung zahlreicher neuer Technologien erfordern, dies betreffe insbesondere das Reaktorsystem, den Beschleuniger, den Brennstoff, die Fabrikation und Wiederaufarbeitung des Brennstoffes sowie das Abfallmanagement. Jedes dieser „Entwicklungsrissen“ könnte sich als *show-stopper* für das Rubbia-Projekt erweisen [EURATOM 1997].

Aufgrund dieser Diskussion kann eine Realisierung innerhalb eines Jahrzehnts nicht als realistisch angesehen werden. Wir schätzen den benötigten Zeitraum daher vorsichtig mit ca. 15–20 Jahren ab.

## b) ATW-Konzept (Los Alamos)

Die Entwicklung beschleunigergetriebener Transmutationstechnologien (ADTT) wird seit Beginn der 90er Jahre auch in den USA wieder intensiv verfolgt. Der erste Konzeptvorschlag für einen beschleunigergetriebenen Reaktor zur Stromerzeugung bei gleichzeitigem Beitrag zur Lösung des Entsorgungsproblems durch die Transmutation radioaktiver Abfälle stammt von einer Forschergruppe um Charles Bowman am Los Alamos National Laboratory [Jameson 1991], [Bowman et al. 1992].

Hierbei wurde zunächst das Konzept verfolgt, in einem unterkritischen Salzschnmelzereaktor extrem hohe thermische Neutronenflüsse für die effektive und schnelle Transmutation von Transuranen und Spaltprodukten zu nutzen. Dazu sollte eine Spallationsneutronenquelle verwendet werden, welche von einem Protonenlinearbeschleuniger (LINAC) mit einer Protonenenergie von 1.6 GeV bei einem Protonenstrom von 25–250 mA getrieben würde. Eine kontinuierliche Wiederaufarbeitung des flüssigen Brennstoffs sollte eine gezielte Transmutation unerwünschter Brennstoffanteile ermöglichen, da der Neutronenhaushalt der Anlage nicht durch die kontinuierlich abgetrennten kurzlebigen Spaltprodukte beeinträchtigt wäre.

Weiterentwicklungen dieses Konzepts konzentrierten sich insbesondere auch auf die Eliminierung von überschüssigem Plutonium aus dem militärischen Bereich (Accelerator-Based Conversion, ABC-Konzept) [Bowman 1994], [Powell et al. 1994].

Neuere Entwicklungen hingegen widmen sich verstärkt der Aufgabe der Entsorgung nuklearer Abfälle aus dem Bereich der konventionellen LWR (Accelerator-driven Transmutation of Waste, ATW-Projekt), um so einen Beitrag zur Entschärfung des Endlagerproblems zu leisten [Brown et al. 1998], [Venneri 1998a], [Venneri et al. 1998]. Dabei orientiert sich das ATW-Projekt stark an dem von Carlo Rubbia vorgeschlagenen Energy Amplifier. So soll ein ATW-System mit schnellen Neutronen arbeiten und die Kühlung mit flüssigem Blei- bzw. Blei-Wismuth erfolgen. Zielset-

<sup>36</sup> Z. B. drei-Barrieren-Konzept etc.

zung ist es, die aus abgebrannten LWR-Brennstoffen stammenden Transurane sowie die Spaltprodukte Technetium-99 und Jod-129 als Hauptquellen für die langfristige Radiotoxizität zu eliminieren. Eine ökonomisch sinnvolle Energieproduktion soll hierbei eine untergeordnete Rolle spielen.

Da ältere Konzepte, welche auf der Salzschnmelze-Technologie beruhen, zumindest im Rahmen des ATW-Projektes nicht länger verfolgt werden, konzentrieren sich die folgenden Aussagen auf neuere Papiere zum gegenwärtigen Stand des ATW-Projekts. Da insbesondere in der Wahl der Kühlung durch Blei bzw. Blei/Wismuth große Ähnlichkeit zwischen ATW- und EA-Systemen vorliegt, wird auf diesen Aspekt hier nicht noch einmal eingegangen.

## 1. Sicherheit der Anlage

Für eine ATW-Anlage von 2000 MWth wird ein Inventar von 4 t Transuranen angenommen [Venneri et al. 1998]. In [Houts et al. 1998] wird ein Gesamtinventar von 2960 kg Transuranen zu Beginn eines Zyklusses angegeben. Während eines viermonatigen Zyklusses soll das Inventar auf 2720 kg zurückgehen (eine Differenz von 240 kg Transuranen), weiterhin sollen 40 kg Technetium transmutiert werden können.

Für das Szenario einer ATW-Anlage mit 5 Einheiten von jeweils 3000 MWth wird angegeben, daß 4,5 t Transurane und 2,0 t Spaltprodukte pro Jahr eliminiert werden können [Brown et al. 1998].

Für das ATW-System wird eine deutlichere Unterkritikalität angestrebt als beim EA ( $k$  maximal 0.967) [Venneri 1998a]. Dennoch wird die Unterkritikalität nicht als eine Garantie dafür angesehen, das ein solcher Reaktor notwendigerweise sicherer ist als ein kritischer Reaktor. Die Vorteile der Unterkritikalität werden vielmehr in einer Vereinfachung des Reaktorkonzeptes gesehen (die Leistungskontrolle wird über den Beschleuniger vorgenommen und ist im Gegensatz zum DWR von Effekten wie verzögerten Neutronen und Reaktivitätskoeffizienten größtenteils unabhängig). Dies soll einen Einsatz von ansonsten schwieriger zu beherrschenden Brennstoffen mit ungenau bekannter Zusammensetzung und hohem Transuran-Gehalt ermöglichen [Brown et al. 1998].

Ein Sicherheitsproblem bei schnellen Reaktoren ist ein Anstieg der Kritikalität bei einer Kompaktierung des Brennstoff durch einen unvorhergesehenen Störfall. Auch im Falle einer 13%igen Volumenreduktion soll ein ATW-System noch unterkritisch sein [Houts et al. 1998].

Bezüglich Freisetzungen im Normalbetrieb oder Unfallwahrscheinlichkeiten werden bislang keine konkreten Angaben gemacht.

## 2. Brennstoff

Das ATW-Konzept basiert auf einem metallischen Brennstoff, der aus einer Zirkonium-Matrix aufgebaut ist, in welcher 15% Transurane enthalten sind. Es soll kein Uran im Brennstoff vorhanden sein, um eine Neuproduktion von Plutonium zu vermeiden. Der abgebrannte Brennstoff soll direkt endlagerfähig sein und nicht wiederaufgearbeitet werden [Venneri 1998a], [Venneri et al. 1998].

Die für die Verbrennung in einem ATW-System vorgesehenen Transurane sollen aus dem abgebrannten Brennstoff konventioneller LWRs gewonnen werden. Hierzu ist eine Wiederaufarbeitung des Brennstoffs mittels pyrometallischer Methoden vorgesehen. Dabei soll eine Trennung

des abgebrannten Brennstoffs in (1) Cladding und Spaltprodukte, (2) Uran und (3) Transurane vorgenommen werden. Weiterhin sollen aus der Gruppe der besonders langlebigen Spaltprodukte Technetium und Jod für die Transmutation im ATW, Strontium und Cäsium für eine gesonderte Lagerung vom Rest der Spaltprodukte abgetrennt werden [Venneri 1998a], [Venneri et al. 1998].

### 3. Proliferationsrisiken

Für das ATW-Konzept ist eine einmalige Wiederaufarbeitung abgebrannten LWR-Brennstoffs mittels pyrometallischer Methoden vorgesehen. Da hierbei im Gegensatz zum PUREX-Verfahren die Transurane als eine gemeinsame Gruppe abgetrennt werden, ist kein unmittelbarer Zugriff auf waffenfähiges Plutonium möglich. Da das Ziel des ATW-Projektes die Eliminierung großer Bestände an zivilem Plutonium (und weiterer unerwünschter Aktiniden) aus abgebranntem Brennstoff ist, soll dieses Konzept die Proliferationssicherheit der Endlagerung erhöhen [Brown et al. 1998], [Venneri et al. 1998].

Andererseits ist gerade die Entwicklung von Hochstrombeschleunigern für Spallationszwecke in den USA ein militärisch finanziertes Projekt (Produktion von Tritium für das US-Waffenprogramm, APT, [Brown et al. 1997]).

Auch hier gilt (wie beim EA), daß der Beschleuniger äußerst effizient zur Produktion von kernwaffentauglichen Materialien genutzt werden kann [Magill et al. 1997], [Magill et al. 1998].

### 4. Ökonomie

Es wird die Aussage gemacht, daß die Kosten für den Beschleuniger die Gesamtkosten einer ATW-Anlage nicht dominieren. Für die Technologie der Wiederaufarbeitung sei zu erwarten, daß sie günstiger als traditionelle Wiederaufbereitungsverfahren werden könnte. Für den ATW-Reaktor wird angenommen, daß seine Kosten vergleichbar mit oder günstiger als diejenigen eines schnellen natriumgekühlten Reaktors ausfallen. Weiterhin wird davon ausgegangen, daß die Erträge durch Stromproduktion ausreichen, um die Betriebskosten zu decken und Gewinne zu erzeugen. Im Zusammenhang mit den möglichen Kostenersparnissen in bezug auf die Entsorgung nuklearer Abfälle wird daher von einer ökonomischen Attraktivität des Systems ausgegangen [Venneri et al. 1998].

Die Kosten für eine ATW-Anlage (Beschleuniger, Reaktor und Stromerzeugungsanlagen) von 2000 MWth werden auf etwa 2 Mrd. US\$ (2,704 Mrd. SFr) geschätzt. Weiterhin sind Kosten für die Wiederaufarbeitung in der Höhe von etwa einer Mrd. US\$ (1,352 Mrd. SFr) anzunehmen (wobei eine solche Wiederaufbereitungsanlage für etwa 20 ATW-Systeme verwendet werden könnte) [Venneri 1998a].

### 5. Einsatzmöglichkeiten

Das ATW-Konzept zielt ab auf eine Reduzierung der in konventionellen LWR erzeugten radio-toxischen Abfälle bei gleichzeitiger Stromproduktion. Da das primäre Ziel jedoch nicht die Erzeugung von Energie sondern eine Reduzierung des nuklearen Abfallproblems darstellt, wird von diesem System keine volle ökonomische Rentabilität zu erwarten sein [Venneri et al. 1998].

## 6. Erfordernisse für die Nachsorge

Ziel der ATW-Kampagne ist:<sup>37</sup>

1. die Eliminierung von 99.9% der Aktiniden,
2. die Eliminierung von 99.9% des Technetiums-99 und des Jods-129 aus dem abgebrannten LWR-Brennstoff,
3. die Abtrennung von Strontium-99 und Cäsium-137 für eine getrennte Lagerung sowie
4. die Abtrennung von Uran.

Letzteres soll entweder endgelagert oder für eine erneute Anreicherung verwendet werden können [Venneri et al. 1998].

In einem Papier wird daher ein Faktor 100 für die erzielte Reduzierung der Radiotoxizität der endzulagernden Abfälle und ein Faktor 10 oder mehr für die Reduzierung des benötigten Endlager volumens angegeben [Brown et al. 1998].

In einer anderen Arbeit wird für ein denkbare ATW-Szenario angegeben, daß ein Großteil der verbleibenden Radiotoxizität innerhalb von 300 Jahren abgeklungen sei, nur ein kleiner Anteil mit vernachlässigbarem Umwelteinfluß würde dann noch verbleiben [Venneri et al. 1998].

Beim Auslaufen einer ATW-Kampagne könnte der verbleibende Brennstoff in wenigen Anlagen konzentriert und quasi vollständig abgebrannt werden. Durch eine Reduzierung der Reaktorkern-Größe und begleitend der erzeugten Reaktorleistung soll das verbleibende Inventar auf weniger als 100 kg reduziert werden können [Houts et al. 1998].

Nach den bis jetzt vorliegenden Informationen ist es unserer Einschätzung nach unklar, ob auf ein geologisches Endlager verzichtet werden kann.

## 7. Stand der Konzeptrealisierung und Realisierungszeitraum

Das ATW-Projekt befindet sich zur Zeit in der Phase des conceptual design, wobei im wesentlichen drei Bereiche untersucht werden:

1. die Entwicklung eines Linear-Beschleunigers, welche im Zusammenhang mit der beschleunigergetriebenen Produktion von Tritium (APT) durchgeführt wird;<sup>38</sup>
2. die Untersuchung der Blei- bzw. Blei-Wismuth-Kühlung, welche in Zusammenarbeit mit Rußland durchgeführt werden soll (dort existieren Erfahrungen mit Blei-Wismuth-Kühlung in Reaktoren für den Antrieb von U-Booten) und
3. die Entwicklung der pyrometallischen Wiederaufarbeitungstechnologie.

In allen drei Bereichen sind noch wesentliche Probleme zu überwinden, sie sollen jedoch mit realistischen Zielvorstellungen angegangen werden. Für den Zeitraum von 1999–2004 ist ein 5-Jahres Entwicklungs-Plan vorgesehen, in welchem zentrale Fragen zum nuklearen Design, der Brennstoff- und Materialentwicklung und anderen Bereichen untersucht werden sollen. Für den

<sup>37</sup> Für die Bedeutung einzelner Spaltprodukte und die Möglichkeiten zur Transmutation siehe auch die Stichworte Spaltprodukte und Transmutation in Anhang III.1.

<sup>38</sup> APT ist ein Projekt zu Erzeugung von Tritium für das US-Kernwaffenprogramm unter Nutzung einer Spallationsneutronenquelle. Hierfür sind laut [Arthur 1998] sehr große Fördermittel (deutlich mehr als 100 Mio. US\$/a entsprechend 135.2 Mio. SFr./a) bewilligt.

Zeitraum von 2004–2008 ist der Bau und Betrieb einer Test-Wiederaufarbeitungsanlage, die Konstruktion und Inbetriebnahme eines unterkritischen Testexperiments sowie die Planung eines ATW-Demo-Reaktors von 500–1000 MW Leistung vorgesehen. Der Bau dieser Demonstrationsanlage soll zwischen 2009 und 2015 erfolgen, falls eine entsprechende Finanzierung erfolgt [Venneri 1998b].

Die derzeitigen Ausgaben für die Entwicklung des ATW-Projekts belaufen sich nach [Arthur 1998] auf 1,5 Mio. US\$/a (2,028 Mio. SFr/a). Für den 5-Jahres Entwicklungs-Plan sind Fördermittel in der Höhe von 115 Mio. US\$ (155,48 Mio. SFr) beantragt [Schriber 1998b].<sup>39</sup>

An der Entwicklung sind zum momentanen Zeitpunkt die Firmen Westinghouse, Bechtel und Northrup-Grumman beteiligt [Schriber 1998a].

## 4.8 Fusion

### a) Magnetfusion (Tokamak-Pfad über ITER)

Im europäischen Kontext wird als ein wesentliches umwelt- und sicherheitstechnisches Ziel der Forschung für einen Fusionsreaktor angegeben: „1. it must be clearly shown that the worst possible fusion accident will constitute no major hazard to populations outside the plant perimeter that might result in evacuation; 2. radioactive wastes from the operation of a fusion plant should not require isolation from the environment for a geological timespan and therefore should not constitute a burden for future generations“ [Colombo et al. 1990, 52].

Der neuartige Ansatz der Fusion im Vergleich mit gängigen Spaltreaktoren bietet einige offensichtliche Vorteile, falls die Technologieziele erreicht werden: 1. kaum Spaltprodukte und wenig wärmeentwickelnde Aktivierungsprodukte würden entstehen (daraus folgt eine drastische Reduzierung des Nachwärmeproblems), 2. praktisch keine Aktinidenelemente (wie Plutonium, Americium, Neptunium) würden produziert, 3. aktivierte Strukturmaterialien eines Fusionsreaktors wären auf lange Sicht radiotoxisch weniger problematisch als die radiologisch relevanten Abfälle eines Spaltreaktors, 4. die weitaus geringere Energiedichte im Reaktor ist sicherheitstechnisch vorteilhaft, insbesondere sind keine Kritikalitätsunfälle denkbar, 5. mögliche Unfälle blieben in weit größerem Maße als beispielsweise beim DWR auf die Anlage selbst beschränkt, 6. praktisch kein Ressourcenende der Brennstoffe ist absehbar. Die letzte Aussage gilt allerdings nicht uneingeschränkt, da sie abhängig von der verwendeten Fusionsreaktion ist, die zu unterschiedlichen Brennstoffanforderungen führt. Auch die zweite Aussage gilt nur, insofern reine Fusionsreaktoren gemeint sind. Wenn, wie einige Konzepte besagen, Fusions-Fissions-Hybridreaktoren zum Einsatz kommen sollten, dann würden die durch Fusionsreaktionen entstehenden Neutronen z. T. genutzt, um Spaltstoffe, wie Plutonium zu erbrüten.

Trotz offensichtlicher Vorteile denkbarer Fusionsreaktoren gegenüber heute gängigen Spaltreaktoren muß im Einzelnen geklärt werden, wie bedeutsam die Unterschiede sind. In den letzten 20 Jahren ist eine ganze Reihe von Studien und politikberatender Reports über die Fusionsforschung erschienen, die diesbezüglich aufschlußreich sind. Keineswegs können alle als TA-Studien angesehen werden und die meisten sind von Mitgliedern der Gemeinde der Fusionsforscher selbst verfaßt worden, sind also zumeist sehr kompetent geschrieben aber nicht unbedingt als unabhän-

<sup>39</sup> Nach Angaben des ATW-Managers S. Schriber steigen dabei die veranschlagten jährlichen Ausgaben von anfänglich 15 Mio. US\$ um jeweils 5 Mio. US\$ auf schließlich 30 Mio. US\$.

gige Expertenmeinung einzuschätzen.<sup>40</sup> Wir haben einige — zum Teil sehr umfangreiche — Dokumente aus dem letzten Jahrzehnt ausgewählt, die für verschiedene Auftraggeber erstellt worden sind: für die Europäische Kommission [Pease et al. 1989], [Colombo et al. 1990], [SEAFP 1995], für das Europäische Parlament [STOA 1991], für die US-Regierung [FPAC 1990], [PCAST 1995], für den US-Kongreß [OTA 1987] und eine weitere einschlägige, besonders umfassende Studie aus den USA [Holdren et al. 1989]. Weiterhin wurde eine Evaluation des Schweizerischen Fusionsprogramms durch das Bundesamt für Bildung und Wissenschaft [BBW 1997] und weitere Auftragsstudien (wie [Öko-Institut 1995], [Heindler 1995]) sowie weitere Papiere berücksichtigt.

## 1. Sicherheit der Anlage

Fusionsreaktoren basieren auf anderen physikalischen und technischen Prinzipien als Kernspaltungsreaktoren, so daß die schlimmsten denkbaren Unfallszenarien aus diesem Bereich auszuschließen sind. Gleichwohl könnte die Freisetzung auch nur eines geringen Bruchteils des radioaktiven Inventars eines Fusionsreaktors zu einem katastrophalen Unfallszenario führen. Das radioaktive Inventar eines Fusionsreaktors ist im wesentlichen bestimmt durch die im Reaktor eingeschlossene Menge des radioaktiven schweren Wasserstoffs (Tritium), der als Brennstoff genutzt werden soll, sowie durch Reaktorteile, die durch Beschuß mit Neutronen, die aus den im Reaktor ablaufenden Fusionsreaktionen stammen, aktiviert worden sind.

Die europäisch dominierte SEAFP-Studie aus dem Jahre 1995 geht davon aus, daß das Tritium-Inventar auf 2 kg begrenzt werden kann, dies entspricht einer Aktivität von etwa  $7 \cdot 10^{17}$  Bq [SEAFP 1995, 28]. Die Aktivität des Inventars an aktivierten Strukturmaterialien schwankt in Abhängigkeit von zwei verschiedenen betrachteten Auslegungsdesigns (Modell 1 und Modell 2)<sup>41</sup> der Anlagenteile zwischen  $1,7 \cdot 10^{20}$  Bq und  $1,3 \cdot 10^{21}$  Bq [SEAFP 1995, 29]. Das radioaktive Inventar ist also in etwa vergleichbar mit demjenigen des Referenz-DWR oder liegt darüber. Allerdings ist ein direkter Vergleich der Inventare nicht sinnvoll. So kann Tritium tatsächlich durch viele Strukturmaterialien hindurch diffundieren und somit sind dessen Aktivitätsmengen auch von großer Bedeutung. Bei einem potentiellen Fusionsreaktor befindet sich jedoch der überwiegende Teil der vorhandenen Aktivitätsmengen in den aktivierten Strukturmaterialien, sie sind

---

<sup>40</sup> Die Vor- und Nachteile dieser Situation werden problematisiert in [STOA 1991, Vol.1, 3].

<sup>41</sup> In der SEAFP-Studie wird eine Auslegung für einen hypothetischen Reaktor (der ITER nachfolgen soll) favorisiert, die für attraktive Sicherheits- und Umwelteigenschaften der Fusion sorgen soll. Dazu werden zwei Reaktormodelle näher betrachtet. Für Modell 1 wird eine Vanadiumlegierung (V5Ti) als Strukturmaterial für die plasmanahen Komponenten angenommen. Damit wird auf zu entwickelnde niedrig-aktivierbare, hohen thermischen Belastungen standhaltende Materialien vorgegriffen. Hohe Tritiumdurchlässigkeit und -bindungsfähigkeit sind aber problematisch, daher wird eventuell eine entsprechende Beschichtung vorgesehen. Eine Helium-Kühlung wird projektiert, um chemische Reaktionen des Kühlmittels bei Aufheizungen im Falle von Kühlmittelstörfällen auszuschließen. Als Brutmaterial im Blanket wird eine Lithiumoxid-Keramik vorgesehen. Damit wird der sonst notwendige Einsatz von chemisch reaktivem und toxischem Beryllium als Neutronenmultiplikator vermieden. Für Modell 2 werden demgegenüber Materialien und Technologien vorgesehen, die in nächster Zeit oder bereits jetzt zur Verfügung stehen (werden). Als Strukturmaterial ist reduziert aktivierbarer („elementally tailored“) rostfreier martensitischer Stahl eingepplant, sowie austenitische Stähle für abgeschirmte, plasmafernere Komponenten. Als primäres Kühlmittel soll Wasser unter 130 bar Druck zum Einsatz kommen. Ein Flüssigmetall Lithium-Blei-Eutektikum soll als Brut- und Neutronenmultiplikationsmaterial im Blanket eingesetzt werden. In beiden Modellen wird eine Beryllium- oder Wolframbeschichtung der plasmanahen Komponenten eingepplant [SEAFP 1995, 9ff].

dort gebunden und Mechanismen für massive Freisetzungen aus der Anlage sind in weit geringerem Maße gegeben als beim DWR. Außerdem sind Aktivitätsangaben allein nicht sonderlich aussagekräftig, element- und strahlungsspezifische Angaben wären zu machen, die sich aber schlecht in akkumulierten Einzelzahlen wiedergeben lassen.

Die Normalbetriebsemissionen werden offenbar durch Tritiumemissionen dominiert. Die meisten Studien beziehen sich hier auf eine ältere Arbeit [Cannon 1983], nach der die jährliche Tritiumfreisetzung auf 1g pro Anlage begrenzt werden könne. Nach [SEAFP 1995, 32] wird eine solche hervorragende Tritiumrückhaltung ebenfalls als möglich angesehen, so daß die Normalbetriebsemissionen auf weniger als 0.001 mSv begrenzt werden können. Zweifel, was die Güte der möglichen Tritiumrückhaltung angeht, werden demgegenüber angemeldet [Kalinowski 1993]. Theoretische Vorhersagen, was die Möglichkeiten der Tritiumrückhaltung betrifft, schwanken außerdem um den Faktor 1000. Die Bedenken können wahrscheinlich erst dann widerlegt oder bestätigt werden, wenn mit realistisch großen Tritiummengen und reaktorrelevanten Anlagenkomponenten experimentiert würde.<sup>42</sup>

Im Hinblick auf Normalbetriebsemissionen wird die Strahlenbelastung für Beschäftigte in der SEAFP-Studie mit einer Kollektivdosis von 0,2 man·Sv pro Jahr für Modell 1 und 15 man·Sv pro Jahr für Modell 2 abgeschätzt [SEAFP 1995, 35]. Hier könnten sich schon Konflikte mit den Schutzvorschriften ergeben. So erfordert der Betrieb von Anlageneinheiten mit einer Kollektivdosis oberhalb von 4 man·Sv pro Jahr in der Schweiz eine besondere Genehmigung.<sup>43</sup> Daraus schließt das Öko-Institut, daß ein hypothetischer Fusionsreaktor nach SEAFP-Modell 2 in der Schweiz nur mit einer Dauerausnahmeregelung betrieben werden dürfte [Öko-Institut 1995, 13].<sup>44</sup>

Angaben über schlimmste denkbare Radioaktivitätsabgaben bei Unfällen schwanken erheblich. In der Studie des Office of Technology Assessment wird mit Bezug auf [Holdren et al. 1989] ausgesagt, daß die schlimmstmögliche Dosis unter worst-case Bedingungen unterhalb von 2 Sv bleiben würde [OTA 1987, 107]. [Pease et al. 1989, 26] geben eine biologisch wirksame maximale Individualdosis unter ungünstigsten Bedingungen einer Tritiumfreisetzung mit 100–200 mSv an.<sup>45</sup> Nach [SEAFP 1995, 57–59] bleiben alle biologisch wirksamen Individualdosen für Tritiumemissionen bei allen diskutierten Unfallszenarien unterhalb von 4 mSv. Damit würde das Designziel erreicht, daß auch für Unfallabläufe, deren Eintretenswahrscheinlichkeiten kleiner als  $10^{-7}$ /Jahr sind, die maximale Individualdosis unterhalb von 50 mSv bleibt [SEAFP 1995, 7]. Demgegenüber berechnet das Öko-Institut für diese von SEAFP untersuchten Unfallpfade nach den Berechnungsgrundlagen für die Deutsche Strahlenschutzverordnung<sup>46</sup> allerdings weit höhere Ingestionsdosiswerte, die für Modell 2 bereits allein bei Berücksichtigung von Tritiumemissionen

<sup>42</sup> Bislang vorliegende empirische Werte — lediglich für kleine Inventare oder Durchsätze von Tritium — lassen durchaus befürchten, daß die Strahlenschutzziele für Normalbetriebsemissionen nicht eingehalten werden können.

<sup>43</sup> Hauptabteilung für die Sicherheit von Kernanlagen (HSK), *Richtlinie für Kernanlagen R-11, „Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken“*, Ziffer 4.3, Mai 1980.

<sup>44</sup> Allerdings wird bereits in der SEAFP-Studie selbst darauf hingewiesen, daß 15 manSv/a zu hoch für heute zu erreichende Standards ist und daß Maßnahmen zur Reduktion solcher möglichen Dosen nötig und voraussichtlich machbar sein werden, ohne daß dies schon ausgeführt würde [SEAFP 1995, 34].

<sup>45</sup> Auch wenn die „natürliche“ Radioaktivitätsbelastung des Menschen nicht als Vergleichsmaßstab dienlich ist, sei hier zur Verdeutlichung angegeben, daß diese Belastung im Bereich von 1–2 mSv liegt.

<sup>46</sup> Diese liegen bisher nur für Normalbetriebsbedingungen vor.

oberhalb von 100 mSv oder sogar bei 3 Sv liegen können [Öko-Institut 1995, 52]. Diesen Berechnungen wird in [Schittenhelm et al. 1995] deutlich widersprochen und darauf hingewiesen, daß unrealistische bzw. unrichtige Berechnungsgrundlagen für solche extrem hohen Abschätzungen verantwortlich seien.

In einigen Studien (insbesondere [Holdren et al. 1989], [SEAFP 1995]) werden eine größere Anzahl von möglichen Unfallabläufen diskutiert. Daraus kann aber noch nicht der Schluß gezogen werden, daß es bei allen erdenklichen Unfallabläufen in Fusionsreaktoren unter keinen Umständen zu einer massiveren Freisetzung von radioaktiven Substanzen kommen kann, wie in manchen Studien, so z. B. in [Pease et al. 1989, 5.36], behauptet. Denn es muß berücksichtigt werden, daß verschiedene Auslegungskonzepte für zukünftige Reaktoren denkbar sind, und daß zur Zeit nur eine Auswahl von möglichen Störfällen untersucht werden kann, wobei nicht alle Randbedingungen berücksichtigt werden können. Dies zum Teil deshalb, weil die Anlagenparameter noch nicht genügend spezifisch angegeben werden können.

In die Überlegungen zur Sicherheit fließen bei der SEAFP-Studie nach [Heindler 1995, 42ff] eine Fülle von Arbeitshypothesen ein, die daher rühren, daß auf erwünschte Ergebnisse einer noch über Jahrzehnte zu erfolgenden Forschungs- und Entwicklungsarbeit extrapoliert werden muß. Es könne daher nicht als sicher gelten, daß diese in Studien antizipierten „Quantensprünge“ in der sicherheitsrelevanten Auslegung von Fusionsreaktoren [Heindler 1995, 17] tatsächlich realisiert werden können. Es wird auch angefragt, ob belastbare probabilistische Aussagen zur Anlagensicherheit überhaupt möglich sind, solange nur sehr mangelhafte oder gar keine Erfahrungen mit wesentlichen neuartigen Reaktorkomponenten vorliegen, die aus anderen technischen Entwicklungen (wie im Bereich der Spaltreaktoren) nicht bekannt sind. Damit würde auch eine Einstufung in Auslegungsstörfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle, wie in [SEAFP 1995] vorgenommen, fragwürdig [Öko-Institut 1995, 41ff]. Darüber hinaus würden bereits jetzt einige heute schon analysierbare denkbare Störfallpfade nicht ausreichend und angemessen betrachtet (z. B. Kühlmittelverlust mit nachfolgender Ansammlung von explosionsfähigem Wasserstoff) [Öko-Institut 1995, 47f].

In [Holdren et al. 1989] wurden acht verschiedene denkbare Fusionsreaktordesigns daraufhin untersucht, ob sie als inhärent sicher gelten können. Drei der acht Konzepte konnte bei einer optimistischen Betrachtungsweise eine solche gewünschte Sicherheitseigenschaft zugeschrieben werden. Unter konservativen Annahmen konnte jedoch kein Design dieses Ziel erreichen. Dies macht deutlich, wie sehr die Bewertung der Sicherheitseigenschaften der Fusion zum einen vom gewählten Anlagendesign und zweitens von der gewählten Betrachtungsweise abhängig ist.

## 2. Brennstoffe

In den meisten Studien und Reports wird als eindeutiges Ziel der Fusionsforschung die technische Realisierung der Deuterium-Tritium-Fusion angegeben. Das nahezu unbegrenzte Vorhandensein von Ressourcen wird betont: Deuterium könne ausreichend für Milliarden von Jahren aus dem Meerwasser extrahiert werden, und Tritium könne aus Lithium, das ebenfalls in immensen Mengen in der Erdkruste verteilt ist, durch Bestrahlung mit Neutronen im Reaktor erzeugt werden [OTA 1987, 113]. Für Anlage von ein bis zwei Gigawatt Leistung wird eine Tritiummenge von jährlich etwa 100 kg benötigt.

Technisch nutzbare Fusionsreaktionen sind aber beispielsweise auch die energieliefernde Verschmelzung von Deuterium mit Deuterium, Deuterium mit dem Heliumisotop Helium-3 oder Bor-11 mit Protonen. Während beispielsweise in [Pease 1987] die Beschäftigung mit diesen „advanced fuels“ (fortgeschrittene Brennstoffe) als uninteressant abgetan wird, betonen andere das

Potential für verbesserte Umwelt- und Sicherheitseigenschaften der Fusion [OTA 1987, 91], [Holdren et al. 1989]: das emissionsrelevante Tritiuminventar würde deutlich oder je nach Brennstoff drastisch reduziert, ebenso würden weniger hochenergetische Neutronen erzeugt (neutronenarme Fusion). So könnten die unerwünschte Aktivierung von Strukturmaterialien und das Proliferationsrisiko deutlich reduziert werden.

Nach [Braams et al. 1992] würde die gesellschaftliche und umweltpolitische Akzeptanz der Fusion im wesentlichen davon abhängen, ob ein technologisches Konzept gelingen kann, das das Tritiuminventar und die entstehenden radioaktiven Abfallmengen minimiert, oder ob eine Brennstoffwahl möglich wird, die die Neutronenproduktion minimiert und die Notwendigkeit der Tritiumerbrütung im Reaktor überflüssig macht. Um Alternativen zur D-T-Fusion zu realisieren, sind allerdings erhebliche zusätzliche wissenschaftlich-technische Anstrengungen erforderlich, um die Zündbedingungen für entsprechende Fusionsplasmen zu erzeugen.

### 3. Proliferationsrisiken

Die Fusionstechnologie könnte einen unerwünschten Beitrag zur Weiterverbreitung und Weiterentwicklung von Kernwaffen (Proliferation) leisten.

Im Normalbetrieb eines reinen Fusionsreaktors würden zwar atomwaffenrelevante Spaltstoffe, wie Uranisotope oder Plutonium, weder produziert noch genutzt. Aber die notwendige Produktion von Tritium, das als Brennstoff dienen soll, im Reaktor selbst und der vielfältige Umgang mit diesem Stoff ist ein wesentliches Proliferationsproblem, denn Tritium spielt eine entscheidende Rolle in fortgeschrittenen Atomwaffenprogrammen. Diese Problematik wird in keinem der Reports explizit angesprochen. Häufig begnügt man sich mit dem durchaus zutreffenden Hinweis, daß Tritium und andere Stoffe, die im Fusionsreaktor eine Rolle spielen, (bislang) nicht unter die Überwachungsmaßnahmen im Rahmen des Nichtverbreitungsvertrages für Kernwaffen fallen, oder es wird argumentiert, daß für die Weiterverbreitung von Kernwaffen Tritium nicht der limitierende Faktor sei [Holdren et al. 1989, 246]. Im OTA-Report wird zumindest angemerkt, daß es denkbar sei, in Fusionsreaktoren produziertes Tritium für das US-Kernwaffenarsenal zu nutzen, aber es wird davor gewarnt, die Fusionsenergieerzeugung mit militärischen Interessen zu verquicken, da so die öffentliche Akzeptanz der Fusion in Gefahr geraten könne [OTA 1987, 202].

Die bei der Fusion entstehenden Neutronen (im Vergleich mit üblichen Spaltreaktoren stünden sehr große Neutronenflüsse zur Verfügung) könnten genutzt werden, um Spaltstoffe, wie Uran-233 oder Plutonium, z. B. für die Nutzung als Brennstoff in Kernspaltreaktoren, zusätzlich zu produzieren („erbrüten“). Diese Spaltstoffe wären militärisch nutzbar für den Bau von Kernwaffen. Wäre die Verhinderung einer möglichen heimlichen Produktion oder illegalen Abzweigung von Waffenstoffen nicht nur durch eine rund um die Uhr durchgeführte strikte Kontrolle gewährleistet? Demgegenüber wird betont, eine mögliche heimliche Produktion von Waffenstoffen durch „Abzweigung von Neutronen“ für diesen Zweck sei vergleichsweise leicht und rechtzeitig nachweisbar [Pease et al. 1989, 5.48], [Holdren et al. 1989, 245].<sup>47</sup>

---

<sup>47</sup> Im Falle eines denkbaren Einsatzes von Fusion-Fissions-Hybrid-Reaktoren müßte dies eigentlich deutlich anders eingeschätzt werden. Dann wären waffentaugliche Spaltstoffe innerhalb des Reaktors zu erwarten und eine genauere Bilanzierung würde ähnliche Schwierigkeiten aufwerfen, wie sie in heute vom Gesichtspunkt der Proliferationsvermeidung aus problematischen Bulk-handling Anlagen vorliegen. Überdies müßten dann zusätzlich Wiederaufarbeitungsanlagen zum Einsatz kommen, um die Spaltstoffe von den Bruttargets abzutrennen.

Es wird diskutiert, daß einige der Technologien, die im Zusammenhang mit der Fusion entwickelt werden, mit unterschiedlichem Grad der Modifikation auch für militärische Anwendungen interessant sind. Dem wird gegenübergestellt, daß dies im Falle der Magnetfusion nicht zu direkt militärisch tauglichen Technologien führe, ohne daß eigene zielgerichtete Anstrengungen im Hinblick auf eine militärtechnologische Nutzung unternommen würden [OTA 1987, 166f].

#### 4. Ökonomie

Die Anlagengrößen werden mit mindestens 1000 MW elektrischer Leistung oder sogar 2000 MW angegeben. Die Frage, inwieweit eine Mindestgröße durch die physikalischen Bedingungen vorgegeben ist,<sup>48</sup> scheint nicht völlig geklärt zu sein [OTA 1987, 71], [Holdren et al. 1989, sum 64].

Der Preis für die Errichtung einer Prototypanlage wird bei [Pease et al. 1989, 4.37] mit etwa dem vierfachen eines Serien-DWR angegeben. Somit wären die Investitionskosten für einen Fusionsreaktor vermutlich deutlich höher im Vergleich mit heute errichteten Kernreaktoren. In anderen Studien werden die Investitionskosten für Fusionsreaktoren in der Regel auch höher abgeschätzt als für einen Referenz-DWR, aber der Unterschied ist auslegungsabhängig eher im Bereich des eineinhalb- bis zweifachen der Gesamtkosten für einen DWR angesiedelt (z. B. [Holdren et al. 1989]). Die Investitionskosten werden jedenfalls die Stromgestehungskosten dominieren.<sup>49</sup> Die Brennstoffkosten werden voraussichtlich nur zu etwa 2% zu Buche schlagen. Ein realistischer Strompreis ist für die Fusion heute kaum abschätzbar.

Negativ ins Gewicht fällt, daß möglicherweise mit längeren Wartungszeiten zu rechnen ist. Die Zeitzyklen für den notwendigen Austausch der ersten Wand um das brennende Plasma, das dem stärksten Neutronenfluß ausgesetzt ist, wird mit 3–5 Jahren angegeben. Die gleiche Periodik gilt für den Austausch des sogenannten Blankets, in dem die primäre Kühlung und die Tritium-Produktion stattfinden soll [Pease et al. 1989, 5.2], [SEAFP 1995, 30]. Diese regelmäßig notwendigen Umbauten der Anlage können wegen der radioaktiven Belastung nur ferngesteuert vorgenommen werden, was großen Aufwand und Zeiteinsatz bedeutet, der sich ungünstig auf eine stromwirtschaftliche Nutzung auswirken kann. Divertoren, die für die Abfuhr der „Asche“ der Fusionsreaktionen aus der Brennkammer benötigt werden, sollen jährlich ausgetauscht werden.

Auch Betriebsstörungen beispielsweise in Folge von Plasmaabbrissen, die nicht notwendig zu größeren Schäden oder gar zu Radioaktivitätsfreisetzungen innerhalb oder außerhalb der Anlage führen müssen, können sich negativ auf die Wirtschaftlichkeit möglicher Anlagen auswirken. In der SEAFP-Studie wird daher eingeräumt, daß weitere Optimierungen bei der Wartung, aber auch bei der Leistungskontrolle des Reaktors erreicht werden sollten, damit eine Anpassung an die Erfordernisse der Stromwirtschaft gewährleistet werden könne [SEAFP 1995, 71].

Was Betrachtungen über die ökonomischen Aussichten der Fusion angeht, warnen einige Studien, indem sie den hohen Grad der Unsicherheit von Aussagen zu Kapitalkosten, Stromgestehungskosten und dergleichen zum heutigen Zeitpunkt betonen [OTA 1987, 105]. Andererseits wird abgeschätzt, daß Stromkosten vergleichbar mit heute entwickelten fortgeschrittenen Kernspaltreaktoren erreichbar sein sollten, wenn das Mehr an Sicherheit auch in geringere Kosten übersetzt werden könne [Holdren et al. 1989].

---

<sup>48</sup> Dies ist beispielsweise auch bedingt durch die geringe Energiedichte innerhalb der Brennkammer des Tokamak.

<sup>49</sup> Hier wird häufig auf [Cooke et. al. 1989] rekurriert.

## 5. Einsatzmöglichkeiten

Die Größe und Betriebsart eines Fusionsreaktors (elektrische Leistung mindestens vergleichbar mit derjenigen heutiger großer Kernreaktoren) läßt nur eine Nutzung für die Grundlast im Strombereich möglich erscheinen [PCAST 1995, 10].

Andere Einsatzmöglichkeiten von Fusionsreaktoren werden nicht genauer diskutiert, aber in manchen Studien angedeutet. So wird die Nutzung der Neutronenflüsse für die Produktion radioaktiver Isotope, die Transmutation von radioaktiven Abfällen, die Produktion von Tritium oder die Spaltstoffproduktion in Fusion-Fission-Hybrid-Systemen genannt.

## 6. Nachsorge

Neben der möglichst guten Tritiumrückhaltung wird die Nachsorge für die neutronenaktivierten und zum Teil tritiumhaltigen Strukturmaterialien als das Hauptproblem für die Fusion angesehen [OTA 1987, 84]. Plasmanaher Komponenten müssen wegen der hohen Belastungen, denen sie ausgesetzt sind, regelmäßig ausgetauscht werden. Dies führt zu Abfallmengen, mit denen während des Betriebes und beim Abbau der Anlagen umgegangen werden muß. Bestimmte Strukturmaterialien müssen langfristig sicher gelagert werden, da sie kleinere Mengen langlebiger Spaltprodukte und langlebiger Aktivierungsprodukte enthalten. Zu verwendende Spezialstahlliegierungen enthalten gewisse Elementanteile oder Verunreinigungen, die technisch nicht vollständig vermeidbar sind und die zu langlebigen radioaktiven Nukliden führen (z. B. Beryllium-, Kohlenstoff-, Mangan-, Nickel-, Niob-, Silber- und Bleinuklide) [SEAFP 1995, 63]. Die Halbwertszeiten liegen in einigen Fällen im Bereich von Jahrmillionen. Während es sich bei Betriebs- und Stilllegungsabfällen aus Spaltreaktoren überwiegend um schwach radioaktive, nicht wärmeentwickelnde Abfälle handelt, geht es bei Fusionsreaktoren um mittelaktive und wärmeentwickelnde Abfälle [Öko-Institut 1995, 31]. Diese machen im Prinzip ein geologisches Endlager für Fusionsabfälle notwendig [SEAFP 1995, 62ff].

Offensichtlich eine untere Abschätzung für die Menge an aktivierten Strukturmaterialien, die über die Laufzeit von etwa 25 Jahren eines Fusionsreaktors für eine sichere Lagerung anfallen würden, gibt [Pease et al. 1989, 5.15] mit 5000 Tonnen an. Dies steht im Widerspruch mit der Einschätzung in derselben Studie [Pease et al. 1989, synop. 11], die in den meisten anderen Studien geteilt wird, daß das Volumen zu entsorgender Materialien größer ist als für einen DWR mit once-through fuel cycle. In [SEAFP 1995, 60] werden für zwei betrachtete Modelle etwa 58.000 t bzw. 93.000 t radioaktiver Abfälle für die Gesamtbetriebszeit eines Fusionsreaktors abgeschätzt. Wenn die Standzeiten der plasmanahen Komponenten geringer als erhofft ausfallen sollten, wäre mit einer entsprechenden Erhöhung der endzulagernden Abfälle zu rechnen [Öko-Institut 1995, 37].

Während also die Quantität der Abfälle voraussichtlich größer ist, also ungünstiger im Vergleich zum Referenz-DWR, kann die Zusammensetzung des Abfalls was die Endlagerungserfordernisse angeht weit günstiger eingeschätzt werden. Kritikalitätsprobleme treten wegen der Abwesenheit relevanter Mengen entsprechender Aktiniden nicht auf und Kühlprobleme durch die Nachzerfallswärme sind weitaus geringer (im Vergleich zu abgebrannten Brennelementen eines Spaltreaktors), auch wenn für einige Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte eine Kühlungsnotwendigkeit über einige Jahre erforderlich ist. Die Radiotoxizität der Abfälle ist auf langen Zeitskalen weitaus geringer als für den DWR-Referenzfall [SEAFP 1995]. Eine Grobbewertung der radiologischen Gefahren der Abfälle unter Berücksichtigung von Mengen, Radiotoxizität und Langlebigkeit fällt nach [PCAST 1995, 10] für die Fusion 100 bis 10.000-fach günstiger aus als für

Spaltreaktoren.

Solche Einschätzungen bedeuten aber natürlich nicht, daß Fusionsabfälle unproblematisch wären. Beispielsweise machen tritiumhaltige Abfälle der Fusion insofern Probleme, als eine großskalige Detritierung technisch und ökonomisch erst noch demonstriert werden muß [SEAFP 1995, 61]. Diese ist jedenfalls vorgesehen, um die Tritiummenge auf 1 g pro 1000 t Abfall zu reduzieren.

In der SEAFP-Studie werden die Lagerungserfordernisse für zwei Modellannahmen eines möglichen Reaktordesigns genauer diskutiert [SEAFP 1995, 61ff]. Zunächst wird eine 50-jährige Zwischenlagerung der Abfälle vorgesehen. Für das günstigere Designmodell, in dem (noch zu entwickelnde) niedrig aktivierbare Materialien (u. a. Vanadiumlegierungen) zum Einsatz kommen sollen, würde danach der Lagerungsbedarf bei 37.000 Kubikmetern liegen, welche in einem geologischen Lager zu entsorgen wären, das für Kontaktdosisraten bis zu 2 mSv/Stunde ausgelegt ist. Für das zweite betrachtete Modell, in dem martensitische Stähle zur Verwendung kommen sollen, stellt sich die Situation weit ungünstiger dar.

Es wird diskutiert, daß nach der oberirdischen Zwischenlagerungszeit von 50 Jahren eine Rezyklierung der Materialien für neue Reaktoren und eine Ausscheidung von Materialien, die langfristig gelagert werden müssen, denkbar sei. Die Hoffnung wird zum Ausdruck gebracht, daß dann nur noch 10–30% der ursprünglich zu lagernden Abfälle in ein geologisches Endlager verbracht werden müßten [SEAFP 1995, 64]. Die Realisierung solcher Verfahren ist allerdings technisch und ökonomisch mit großen Unsicherheiten behaftet. So wird in [Öko-Institut 1995, 39] eine Rezyklierbarkeit von 70% oder mehr als viel zu optimistisch eingeschätzt.

## 7. Stand der Konzeptrealisierung und Realisierungszeitraum

Die wissenschaftliche Erforschung der Fusionsenergie begann 1951 zunächst als Geheimforschung in den USA, Großbritannien und der Sowjetunion und basierte auf den Arbeiten zur Wasserstoffbombe. Seit der 1958 erfolgten Aufhebung der Geheimhaltung für Magnetfusionsforschung wird dieser Zweig der Fusionsforschung in fast allen industrialisierten Ländern verfolgt, d.h. die Fusion wird international seit mindestens vier Jahrzehnten erforscht. Nach anfänglichen Illusionen, was eine schnelle Realisierung eines Fusionskraftwerkes anging, und Rückschlägen in der Forschung konnten in den letzten Jahrzehnten erhebliche Fortschritte erzielt werden, um die Realisierbarkeit eines selbsterhaltend brennenden Fusionsplasmas im Experiment zu demonstrieren [Pinkau 1997]. Eine Maßzahl für die Nähe zu diesem Ziel ist das Produkt aus Dichte des Plasmas, seiner Temperatur und der Energieeinschlußzeit. Seit Ende der siebziger Jahre ist gemäß dieser Maßzahl eine Verbesserung um fast drei Größenordnungen in einer ganzen Reihe weltweit verfolgter Experimente zu verzeichnen. Noch ein Faktor von etwa 5–7 fehlt bis zur Zündung des Fusionsplasmas. Diese soll mit dem in Planung befindlichen Internationalen Thermonuklearen Experimentalreaktor (ITER) erreicht werden.

In [Öko-Institut 1995, 3ff] werden fünf Phasen der Realisierung eines stromproduzierenden Reaktors unterschieden: 1. Ausarbeitung der Konzeptidee, 2. Experimentierphase und Klärung physikalischer Grundlagen und Probleme, 3. technischer Versuchsbetrieb, 4. Betrieb von Prototypen, 5. industrielle Nutzung. Die Realisierbarkeit von Fusionsreaktoren ist noch nicht erwiesen und hängt von einer Reihe offener wissenschaftlicher und technologischer Fragen ab. Die wissenschaftliche Machbarkeit der Fusion ist noch nicht unter Beweis gestellt. Danach ist die Phase 2 noch nicht als abgeschlossen anzusehen. Nach der ursprünglichen Planung sollte mit ITER durch Erreichen der Zündung des Fusionsplasmas in die dritte Phase vorgedrungen werden, um schließlich über mehrere Stunden ein energielieferndes Plasma aufrechtzuerhalten. Gleichzeitig

sollte ITER zum Testbett für einige wichtige Reaktorkomponenten, wie supraleitende Magnetspulen, Tritiumblanket oder fernbedienter Komponententausch, werden.

Für ITER wird eine Planungs-, Bau- und Betriebszeit von 25 Jahren kalkuliert. Die damit gemachten Erfahrungen — sowie weitere aus anderen Großexperimenten — sollen zur Auslegung eines internationalen Demonstrationsreaktors (DEMO) führen, für den nochmals 20 Jahre eingeplant werden. Somit sollte nach Angaben eines führenden Instituts der Plasmaphysikforschung „die Fusionsenergie etwa in der Mitte des nächsten Jahrhunderts wirtschaftlich nutzbar sein“ [IPP 1995, 35]. Dies deckt sich in etwa mit der US-amerikanischen Einschätzung, daß man mit einem Demonstrationsreaktor um das Jahr 2025 rechnen könne [PCAST 1995, 2]. Manche Studien warnen vor zu hohen Erwartungen an schnelle Fortschritte im Bereich der Fusionsforschung und Reaktorentwicklung, auch wenn die Zündung eines Fusionsplasmas gelingen sollte. Die Entwicklung und Integration einer Reihe von bisher beispiellosen technologischen Komponenten in ein Gesamtsystem sei eine mindestens genauso beeindruckende wissenschaftliche Herausforderung wie die Erzeugung und das grundlegende Verständnis eines Fusionsplasmas selbst [OTA 1987, 72]. Auch wenn die technische Machbarkeit der Magnetfusion mit dem Betrieb eines großen Demonstrationsreaktors unter Beweis gestellt würde, sei dies noch kein Beleg für den wirtschaftlichen Erfolg dieser Technologie [Holdren et al. 1989, sum 4].

Zu den wesentlichen noch zu lösenden grundlegenden und technologischen Problemen wird gezählt [FPAC 1990, 23/24], [PCAST 1995, 21/29]:

- Fortentwicklung der Technologien zur Aufheizung des Plasmas und zur Brennstoffzufuhr,
- Erforschung der Instabilitäten im brennenden Plasma, die mit den bislang zur Verfügung stehenden Theorieansätzen und Experimenten nicht ausreichend verstanden sind (z. B. Theorie und Modellierung von Plasmawellen und -turbulenz),
- Behandlung der Problematik von Plasmaverunreinigungen (durch Kontakt mit der ersten Wand) und der Ascheabfuhr unter Reaktorbedingungen sowie Aufklärung der Rolle der in der Fusionsreaktion entstehenden Alphateilchen (Heliumionen),
- Fortentwicklung von Blanketkonzepten unter Reaktorbedingungen (wesentliche Aufgaben: Wärmeabfuhr, Tritium-Produktion und -abtrennung, Abschirmung hochenergetischer Neutronen),
- Entwicklung supraleitender Magnetfeldspulen für den Reaktoreinsatz,
- Fortentwicklung von Fernsteuerungseinrichtungen für Komponentenaustausch und Wartung im „heißen“ Bereich,
- Entwicklung niedrigaktivierbarer Materialien.

Da der Materialentwicklung eine besondere Bedeutung für einen Erfolg der Fusionsreaktor-entwicklung beigemessen wird (z. B. [Pease et al. 1989, 3.19f], [Holdren et al. 1989, sum 91], [Heindler 1995, 13f]), soll hier nochmals beispielhaft darauf eingegangen werden. Plasmanah verwendete Materialien wären bislang beispiellosen Belastungen ausgesetzt. Sehr hohe Spitzenneutronenfluenzen und hohe thermische und mechanische Wechselbeanspruchungen (insbes. Spitzentemperaturen bei Plasmaabbrissen) führen zu Versprödungen und hohen Neutronenaktivierungen ihrer chemischen Bestandteile. Das kann erhebliche Materialermüdungsprobleme mit sich bringen, die weit über das hinausgehen, was aus dem Bereich der Spaltreakorttechnologie bekannt ist [Öko-Institut 1995, 23–29]. Daraus und aus weiteren Notwendigkeiten für die Verwendung in Fusionsreaktoren ergeben sich zum Teil widersprüchliche Anforderungen an zu entwickelnde Materialien. Es müssen Legierungen gefunden werden, die extreme Wechselbelastun-

gen aushalten, kaum verspröden, in den hohen Neutronenflüssen kaum aktiviert werden und eine gute Tritiumrückhaltung und geringe Tritiumaufnahme aufweisen. Auch sind teilweise Abschirmungen notwendig (z. B. für die supraleitenden Magnete), die eine Reduktion der Neutronenflüsse um 6–7 Größenordnungen ermöglichen. Viele materialtechnische Fragen dieser Art und weitere Fragen der technischen Realisierbarkeit sind bislang nicht gelöst.

Viele der heute offenen Fragen sind ohne Großexperimente, die einen realen Leistungsreaktor vorwegnehmen, nicht schlüssig zu beantworten [OTA 1987, 12], [PCAST 1995, 43].

Die USA, die Europäische Union (unter Beteiligung der Schweiz<sup>50</sup>), Japan und Rußland haben 1995 endgültig beschlossen, einen gemeinsamen Internationalen Thermonuklearen Experimental-Reaktor (ITER) nach dem Tokamak-Prinzip zu bauen, ein internationales Kooperationsprojekt das noch in der Zeit des Kalten Krieges Ende der achtziger Jahre aus der Taufe gehoben wurde. ITER ist ein Großexperiment auf dem Weg zum Fusionsreaktor und soll den wissenschaftlichen Durchbruch für die Magnetfusionsprogramme bringen. Die Kosten wurden auf mindestens 15 Milliarden SFr veranschlagt. Der Baubeginn sollte Anfang des nächsten Jahrhunderts liegen. Ein Gastgeberland, in dem der ITER gebaut würde, hat sich noch nicht gefunden. Ein Grund liegt wohl darin, daß voraussichtlich 70% der Kosten auf dieses Land zukämen. Nach Absagen aus USA, Deutschland und Frankreich konzentrieren sich die Hoffnungen auf Japan. Im Jahr 1998 ist die Design-Phase nochmals um 3 Jahre verlängert worden, um einerseits die Gesamtkosten durch entsprechende Veränderungen deutlich reduzieren und andererseits ein Standortland ausfindig machen zu können.

Ein Down-scaling des ITER-Projektes wird nun vorbereitet, so wie es bereits seit einigen Jahren in den USA propagiert wurde (z. B. [PCAST 1995, 3+46ff]). Ob dann noch die ehrgeizigen ursprünglichen Ziele erreicht werden können, inklusive der Demonstration der wissenschaftlichen Machbarkeit der Magnetfusion, kann als fraglich angesehen werden [Lawler et al. 1998]. Es gab bereits kritische Stimmen von US-Forschern, die die ursprünglichen Auslegungsdaten von ITER für nicht optimal für dieses hoch gesteckte Ziel hielten [Glanz 1996]. Die USA haben sich kürzlich (vorläufig) aus dem ITER-Projekt zurückgezogen

Der Bemühung um Kostenreduktion steht im Prinzip die besonders in Europa vertretene Position gegenüber, daß ITER nur dann eine vernünftige strategische Aufgabe erfüllen kann, wenn er in einer großskalierten Version, die Ziele Zündung und lange Brenndauer des Plasmas, sowie Test von relevanten Reaktortechnologien und des technologischen Gesamtkonzeptes parallel ansteuert [Barabaschi et al. 1996, 19].

Um das Ziel eines kommerziell einsatzfähigen Reaktors bis zur Mitte des nächsten Jahrhunderts erreichen zu können, müßten die Aufwendungen für die Fusionsforschung und -entwicklung in diesem Zeitraum voraussichtlich von Jahr zu Jahr anwachsen. Die ökonomische Machbarkeit der Fusion muß sich in den nächsten Jahrzehnten daher zunächst an der Möglichkeit genügend hoher Forschungsaufwendungen erweisen. Im Bereich der Europäischen Union sind bereits knapp 10 Milliarden ECU für die Fusionsforschung verausgabt worden. In den USA wurde Mitte der siebziger Jahre jährlich umgerechnet fast eine Milliarde SFr investiert. Heute sind diese Summen in den USA deutlich zurückgefahren worden. Bis zum Jahr 2040 kann man mit einem weiteren

---

<sup>50</sup> Die Schweiz kooperiert seit 1979 offiziell mit dem Fusionsforschungsprogramm der EU. Dies beinhaltet die vielfältige Beteiligung an europäischen Forschungsprojekten und -anlagen. Von 1984 bis 1996 finanzierte die Schweiz Fusionsforschungsaktivitäten im europäischen Rahmen in Höhe von insgesamt etwa 148 Mio. SFr. Ein Großteil dieser Gelder (90 Mio. SFr) floß zurück in Schweizer Projekte [BBW 1997]. In der Schweiz wurden 1995 von der öffentlichen Hand etwa 31 Mio. SFr in die Fusionsforschung investiert (gemäß Brief von J. P. Ruder, BBW, an P. Hug vom 27.10.98).

Investitionsbedarf innerhalb der EU von etwa 50 Milliarden SFr und weltweit in der Größenordnung von 130 Milliarden SFr rechnen.

Ein mit der Fusions-Materie vertrauter Parlamentarier des Europaparlaments schrieb dazu in [STOA 1991, vol.1, 4], daß man eines jedenfalls sicher wisse, daß die Fusionsforschung teuer werde und man daher nicht genug Geld habe, um unterschiedliche Strategien zum Ziel parallel zu verfolgen.

## b) Alternativen zum Tokamak

### Alternative magnetische Einschlußkonzepte

Das in der Magnetfusion schwerpunktmäßig verfolgte Tokamak-Konzept kann nicht mit Sicherheit als der geeignete Weg zum kommerziell nutzbaren Fusionsreaktor angesehen werden. Nachteile des Konzeptes sind: 1. notwendigerweise muß ein Strom im Plasma einen Teil des Magnetfeldes produzieren, der zum Plasmaeinschluß führt (dies bedeutet Anfälligkeiten gegenüber Plasmainstabilitäten), 2. es besteht die Gefahr von Plasmaabbrissen, bei denen die im Fusionsplasma enthaltene Energie plötzlich an die erste Wand abgegeben wird, was mindestens zu längeren Betriebsunterbrechungen führen könnte, 3. Tokamak-Reaktoren können nur eine geringe Leistungsdichte haben, was zu großen Reaktorausmaßen führt, wenn ökonomisch tragfähige Randbedingungen erreicht werden sollen [PCAST 1995, 19f]. Es nicht klar, ob man einen Tokamak unter steady-state Bedingungen, also kontinuierlich, betreiben können wird. Dies wäre aber eine wesentliche Voraussetzung für eine kommerzielle Nutzung.

Aus diesen Gründen werden auch einige Alternativen zum vorrangig verfolgten Tokamak-Konzept entwickelt [OTA 1995], [Sheffield 1994]. In den meisten Ländern, die eine führende Rolle in der Fusionsforschung spielen, werden diese Alternativkonzepte allerdings mit weit geringerem Aufwand verfolgt.<sup>51</sup> Einige wichtige Alternativen seien hier knapp erwähnt. Beim Stellarator, der eine Fortentwicklung des Tokamak darstellt, kann auf den Plasmastrom verzichtet werden, womit ein kontinuierlicher Betrieb garantiert wäre. Speziell geformte Magnetfeldspulen (eine allerdings sehr aufwendige Technologie) machen dies möglich. Ein entsprechendes Großexperiment ist in Japan kürzlich fertiggestellt worden (Large Helical Device) und ein deutsches Großexperiment befindet sich im Aufbau (Wendelstein VII-X). Beim Reversed-Field-Pinch Tokamak ist der Vorteil, daß nur etwa ein Zehntel der Magnetfeldstärke für den Plasmaeinschluß benötigt wird, was die Anforderungen an die supraleitenden Magnetfeldspulen realistischer erreichbar machen sollte. Das Konzept des kompakten Tokamak (Sheromak und Field-Reserved Konfigurationen), bei dem das Verhältnis des großen zum kleinen Tokamakradius erheblich reduziert ist, könnte unter anderem für fortgeschrittene Brennstoffkonzepte Vorteile bieten, da eine direkte und sehr effiziente Konversion der Energie geladener Teilchen des Fusionsplasmas in elektrische Energie denkbar wäre [Kernbichler et al. 1991], [Steinhauer et al. 1996].

Es existieren einige Forschungsprojekte, die sich mit fortgeschrittenen Brennstoffen beschäftigen. Sie haben im Vergleich mit der überwiegenden Fokussierung auf die D-T-Fusion aber nur untergeordnete Bedeutung. Die Motivation für solche Forschungsbemühungen ist die Erkenntnis, daß die aus der Deuterium-Tritium-Fusion entstehenden Neutronen und das jeweils im Reaktor „erbrütete“ Tritium zugleich Quelle für eine gewinnbringende Energiewandlung aber ebenso Ursa-

<sup>51</sup> Die einzige Ausnahme bildet Japan, in dem mehr als ein Drittel der gesamten FuE-Aufwendungen für die Fusion für Alternativkonzepte eingesetzt werden [PCAST 1995, 29].

che für Probleme im Bereich Materialentwicklung, Umweltschutz, Abfallagerung und Proliferation sind. Die überzeugende Lösung solcher Problembereiche berührt die langfristige Akzeptabilität von Fusionsreaktorconcepten. Auf der anderen Seite fällt ins Gewicht, daß es bei anderen Brennstoffen weit schwieriger ist, die Zündbedingungen für das Fusionsplasma zu erreichen. Zur Zeit scheint am ehesten die Fusionsreaktion aus Deuterium und Helium-3, mit seinen noch vergleichsweise moderaten Zündbedingungen, Interesse innerhalb der Fusionsforschung zu finden. Die Chance auf eine Realisierbarkeit ist aber zur Zeit kaum einzuschätzen. Zudem gibt es keine ausreichenden Quellen für Helium-3 auf der Erde.

Bei Anlegung des Betrachtungsrasters würden die Alternativconcepte im wesentlichen ähnliche Ergebnisse zeitigen wie das Tokamak-Concept. Allerdings liegen längst nicht so detaillierte Studien vor und der Realisierungszeitraum ist eher in noch weiterer Ferne als für die dominierende Tokamak-Linie. Die wesentlichen Unterschiede sind bereits oben genannt, die sich wohl vorwiegend auf die Kommerzialisierbarkeit von Fusionsreaktoren beziehen. Concepte, die fortgeschrittene Brennstoffe zum Einsatz bringen wollen, würden sich im Falle einer Realisierung voraussichtlich dadurch deutlich unterscheiden, daß die Nachsorgeproblematik und Normal- wie Störfallemissionen — je nach verwendeter Fusionsreaktion — erheblich unterhalb der oben für die Tokamak-Linie diskutierten Größenordnungen lägen. Die Anforderungen an die Materialentwicklung wären zum Teil deutlich geringer.

### Trägheitseinschlußfusion (ICF)

Es werden einige weitere Alternativen zum Tokamak erforscht. Von besonderer Bedeutung ist die Trägheitseinschlußfusion, die seit 1963 — kurz nach der Erfindung des Lasers — zunächst in den USA untersucht und alsbald durch Forschungsprojekte in weiteren Ländern — insbesondere in Kernwaffenstaaten — aufgegriffen wurde. Die Physik der Trägheitseinschlußfusion hat zum Teil große Nähe zur Physik thermonuklearer Kernwaffen. Dies begründet eine lange Tradition einer militärisch motivierten Forschung in einigen Kernwaffenstaaten. Das größte Forschungsprogramm ist auch heute noch in den USA lokalisiert. Nur ein kleiner Bruchteil der Aufwendungen für Forschung und Entwicklung des US Energieministeriums sind für die Erforschung der Möglichkeiten der Energiegewinnung mit ICF gewidmet. [PCAST 1995, 18]

Zur Zeit dominiert die Laserfusionsforschung, bei der Hochenergielaser die notwendige Energie für die Erzeugung des Fusionsplasma zur Verfügung stellen sollen. Die Risiken insbesondere für die Weiterentwicklung und Weiterverbreitung von Kernwaffen werden seit mehr als zwei Jahrzehnten immer wieder benannt ([Gilette 1975], [Holdren 1978], [Smit et al. 1980], [Gspöner 1981], [Schaper 1991], [Schaper et al. 1992]). Die Aufmerksamkeit konzentriert sich dabei auf folgende Aspekte, die mit der ICF-Forschung vorangetrieben werden:

- Simulation von Wasserstoffbomben im Labor und teilweiser Ersatz unterirdischer Testexplosionen
- Simulation von Kernwaffeneffekten
- Aufklärung der Grundlagen der Kernwaffenphysik.

Diese Entwicklung über ICF führt zu Befürchtungen, daß damit nicht nur erhebliche längerfristige Gefahren für die Weiterverbreitung kernwaffenrelevanten Wissens und Know-hows entstehen, sondern auch die Gefahr der Weiterentwicklung von neuartigen Kernwaffenconcepten unterstützt durch Laborexperimente — auch unter einem international gültigen Atomwaffen-Teststoppabkommens — heraufbeschworen wird [Gspöner et al. 1997]. Als ein herausragendes Beispiel für diese Gefahren wird das sogenannte Stockpile Stewardship Programm der USA angesehen,

daß unter Einsatz von ICF-Forschung die Kernwaffenexpertise der USA aufrechterhalten und weiterentwickeln soll [Campbell et al. 1997].

Ein zusätzlicher Schub für Fortschritte bei ICF könnte die aktuelle Entwicklung von „Superlasern“ bewirken, die eine Erzeugung von Ultrakurzzeitpulsen höchster Energie verspricht [Perry et al. 1994], [Mourou et al. 1998]. Damit könnten ICF-Targets leichter zur Fusion gebracht werden durch Vorkomprimierung mittels Lasern oder Teilchenbeschleunigern moderater Leistung und anschließender an einer räumlich begrenzten Stelle des Targets ausgelöster Zündung (fast ignition) [Pukhov et al. 1996].

Über zivile Anwendungen der Trägheitsfusion liegt weit weniger Studienmaterial vor als im Falle der Magnetfusion (vergleiche aber beispielsweise [Happer et al. 1986], [FPAC 1990], [IAEA 1995b]).

Die zur Zeit im Aufbau befindlichen, militärisch motivierten Laserfusions-Großexperimente (Laser Megajoule im französischen Bordeaux und die National Ignition Facility in Livermore, USA) werden voraussichtlich in einigen Jahren eine Mikrowasserstoffbombenexplosion im Labor erzeugen können. Aber der Weg zu einem Fusionsreaktor wäre sehr weit und vielleicht überhaupt nicht realisierbar. Beispielsweise müßte eine Laserrepetitionsrate im Bereich einiger Hertz erreicht werden. Dies ist schon allein wegen der Kühlerfordernisse der Hochenergielaser bislang überhaupt nicht denkbar.

Parallel zu den militärisch dominierten Projekten werden insbesondere in Japan aber auch in Europa ICF-Konzepte verfolgt, in denen statt Hochenergielasern Teilchenbeschleuniger als Energielieferanten für die Zündung der Fusion dienen. Hier ist man noch weit davon entfernt, genügend leistungsfähige Anlagen betreiben zu können, aber prinzipiell wären die notwendigen Pulsraten erreichbar, so daß in zukünftigen Projekten physikalisch-technische Voraussetzungen für ein ICF-Programm geschaffen werden könnten, das tatsächlich eine Energieerzeugungsoption aufbauen kann. Ob sich durch ICF die Aussichten für die Realisierung einer neutronarmen Fusion auf der Basis fortgeschrittener Brennstoffe günstiger gestalten als bei heute absehbaren Magnetfusionskonzepten, kann im Rahmen dieser Studie nicht geklärt werden.<sup>52</sup>

Eine Beschreibung der ICF-Entwicklung im Detail, würde den Rahmen der hier vorgelegten Studie sprengen. Die Erforschung einer Energiequelle über das Konzept der Trägheitseinschlußfusion ist zudem noch weniger weit entwickelt als das Konzept der Magnetfusion. Die Beschreibung der Trägheitsfusion gemäß unseres Betrachtungsrasters würde weitgehend ähnlich ausfallen wie bei der Magnetfusion. Eventuell müßten bei einzelnen Punkten bestimmte Vor- oder Nachteile gegenüber der Magnetfusion Erwähnung finden. Der entscheidende, dominierende Unterschied ergäbe sich nur bei der Beschreibung der Proliferationsrisiken.

Infolge einer im Jahr 1994 erfolgten weitgehenden Aufhebung der Geheimhaltung über wichtige Teilbereiche der ICF-Forschung durch die US-Regierung gab es Stimmen, die nun eine stärkere Förderung entsprechender Forschung, die damit ihre militärische Relevanz verloren habe, im europäischen Rahmen forderten [ESTA 1996]. Die offiziellen Fusionsberatergremien der Euro-

---

<sup>52</sup> Diesbezügliche Vorteile von ICF wurden benannt z. B. von Prof. Ingo Hofmann (GSI) bei dem Workshop „Neue Nukleartechnologien im Spannungsfeld von Naturwissenschaft und Ethik“, TU Darmstadt, 11.-14. März 1998.

päischen Kommission bleiben dennoch bei der seit langem vertretenen Empfehlung, daß die Forschungsförderung in diesem weiterhin militärisch relevanten Forschungsbereich nur im Sinne eines „Watching-brief“ lediglich bescheidene „keep-in-touch“ Aktivitäten unterstützen sollte [Barabaschi et al. 1996, 35].

**NEXT PAGE(S)**  
**left BLANK**

## 5 Vergleich und Interpretation der Ergebnisse

In Kapitel 4 wurde versucht, aufgrund einer Literaturrecherche und -interpretation, wesentliche Fakten zusammenzutragen und zu ordnen, die den Sachstand bezüglich fortgeschrittener Nuklearsysteme beschreibbar machen. Eigene Bewertungen wurden dabei, soweit möglich, vermieden.<sup>53</sup> Im Folgenden sollen die Ergebnisse überblicksartig zusammengefaßt (Kapitel 5.1) und auf einer übergeordneten Ebene interpretiert werden. Von besonderer Bedeutung ist eine grobe Einschätzung der hier betrachteten Palette von repräsentativen fortgeschrittenen Nuklearsystemen hinsichtlich der Frage, wie ihr Potential für die Energieversorgung der Zukunft im Vergleich zu jetzt genutzter Nukleartechnologie gesehen werden kann. Zu fragen ist auch, wie der Wissensstand zu wesentlichen Gesichtspunkten des Betrachtungsrasters der vorgelegten Studie grundsätzlich im Hinblick auf umfassendere TA-Untersuchungen einzuschätzen ist und ob sich bei Betrachtung spezifischer Aspekte Dissense in der Einschätzung für bestimmte Nuklearsysteme gezeigt haben (Kapitel 5.2). Weiterhin soll die Frage nach noch vorhandenen Wissenslücken zumindest ansatzweise beantwortet werden, sofern sie relevant für eine Bewertung der fortgeschrittenen Nuklearsysteme erscheint (Kapitel 5.3). Es muß auch geklärt werden, inwieweit der aktuelle Wissensstand als Grundlage für umfassendere TA-Untersuchungen ausreicht bzw. zu ergänzen ist. Schließlich soll ein Fazit gezogen werden für die Machbarkeit weitergehender Studien (Kapitel 5.4).

### 5.1 Überblick der Ergebnisse

Zunächst ist festzuhalten, daß nicht etwa für Nuklearsysteme, die einer Realisierung sehr nah sind, eine breite TA-Literatur vorhanden ist, sondern ausgerechnet über diejenige Konzeption, die noch am Weitesten in der Zukunft liegt. Die Fusion scheint das „most reviewed project“ der Technikgeschichte zu sein [PCAST 1995, 41].<sup>54</sup> Dies wird wohl eher mit dem Forschungsaufwand, der aus staatlichen Quellen finanziert wird, zusammenhängen als mit der Faszination für das erste technologische Jahrhundertprojekt. Für alle anderen hier betrachteten Nuklearsysteme muß ein gewisser Mangel an TA-Literatur konstatiert werden; die meisten Angaben zu Eigenschaften der Systeme stammen von Herstellern oder Entwicklern und sind nur zum Teil von unabhängiger Seite überprüft.

Ein Überblick der elf betrachteten repräsentativen Systeme wird in Tabelle 2 dargestellt. In dieser Tabelle kann nur ein Teil der in Kapitel 4 systemspezifisch zusammengestellten Fakten wiedergegeben werden. Die angegebenen Informationen sind weitgehend am DWR-Vergleichsmaßstab (siehe Kapitel 3.2.) orientiert. Damit ist ein grober Vergleich der Systeme anhand der sieben Betrachtungsperspektiven möglich.

---

<sup>53</sup> Natürlich liegen unvermeidbare subjektive Aspekte der Untersuchung zugrunde, wie z. B. die konkrete Wahl des Betrachtungsrasters und die Auswahl der repräsentativen Systeme. Beides wurde aber gründlich im speziell für dieses TA-Projekt gebildeten Begleitausschuß diskutiert, der unsere entsprechenden Vorentscheidungen für sinnvoll und sachdienlich hielt.

<sup>54</sup> Damit muß nicht notwendig die Aussage verbunden sein, daß in diesen Studien alle wesentlichen Punkte abdeckend behandelt bzw. geklärt seien.

		Referenz-DWR	EPR	AP600
Sicherheit	Normalbetriebsemissionen	< 100 $\mu$ Sv - 1 mSv	Vergleichbar	Vergleichbar
	Inventar (bez. auf Leistung)	6,8x10 <sup>9</sup> Ci / 1,3 GW	Vergleichbar	Vergleichbar
	Max. Unfallfreisetzungen	2,6x10 <sup>6</sup> manSv	k. A.	k. A.
	Wahrsch. für Kernschmelzen, Unfälle mit Freisetzung	3,6x10 <sup>-6</sup> / a, 3,6x10 <sup>-6</sup> / a (umstritten) <sup>55</sup>	10 <sup>-6</sup> /a, < 10 <sup>-7</sup> / a	3,3x10 <sup>-7</sup> / a, 3-9x10 <sup>-8</sup> / a
	Katastrophenfreiheit	Nein	Nein	Nein
Brennstoff	Element	Uran oder Uran/MOX	Uran oder Uran/MOX	Uran oder Uran/MOX
	Anreicherung	3-4%	bis 5%	2-4%
Proliferation	Produzierte Menge waffenfähiger Stoffe	250 kg(Pu)/GWa	Vergleichbar	Vergleichbar
	Direkter Zugriff auf Waffensubstanzen durch WA	Optional, insb. für MOX	Ja, WA geplant	Vergleichbar
	Proliferationsrel. Technologie	Urananreicherung, WA	Vergleichbar	Vergleichbar
Ökonomie	Investitionskosten	-2800-5000 SFr/kW (F1997/CH1984)	1930 SFr/kW (1998)	1560-2230 SFr/kW (1996)
	Stromgestehungskosten	4,1-8,5 Rp/kWh (F1997/CH1995)	4,4-6,0 Rp/kWh (1998/1996)	1,8-8,0 Rp/kWh (1996/1991)
	Abrißkosten	400 Mio.-1 Mrd. SFr	Vergleichbar	Vergleichbar?
Einsatzmöglichkeiten	Stromproduktion	Ja	Ja	Ja
	Prozeßwärme/Fernwärme	Nein	Nein	Nein
	Transmutation von Abfällen	Nein (für Plutonium ggf. mögl.)	Vergleichbar	Vergleichbar
Nachsorge	Aktivität pro Abfallmenge	Hoch	Vergleichbar	Vergleichbar
	Anteil relevanter Nuklide	Hoch	Vergleichbar	Vergleichbar
	Geologische Endlagerung notwendig	Ja	Ja	Ja
	Lagerbedarf (ohne WA), (mit WA)	12.500-25.000 m <sup>3</sup> /Betriebszeit, 26.000-38.000 m <sup>3</sup> /Betriebszeit	Vergleichbar Vergleichbar	Vergleichbar Vergleichbar
	Zeithorizont für Lagerung	> 10 <sup>6</sup> a	Vergleichbar	Vergleichbar
Realisierung	Stand der Entwicklung	-	Übergang zu detailed design	Übergang zu detailed design
	denkbarer Realisierungszeitraum	-	- 5 Jahre	2-5 Jahre
	Prototyp geplant	-	2003-2004	k. A.
	Genehmigungsverfahren	-	in Vorbereitung	Standortunabhängig
	Investierter Aufwand	Unklar / hoch	- 300 Mio. SFr	k. A.
	Derzeitige Entwicklung	-	Intensiv	- 100 Mio. SFr/a

<sup>55</sup> Basis ist die Deutsche Risikostudie Phase B [GRS 1990], vergleiche ausführlicher Kapitel 3.2.

		CANDU 3	HTR-Modul	PIUS
Sicherheit	Normalbetriebsemissionen	Vergleichbar	k. A.	k. A.
	Inventar (bez. auf Leistung)	Vergleichbar	Vergleichbar	Vergleichbar
	Max. Unfallfreisetzungen	k. A.	Geringer	k. A.
	Wahrsch. für Kernschmelzen, Unfälle mit Freisetzung	$< 4 \times 10^{-6}$ / a, k. A.	$5 \times 10^{-7}$ / a	$< 10^{-7}$ / a, k. A.
	Katastrophenfreiheit	Nein	Nachweisdefizite	Angestrebt
Brennstoff	Element	Uran	Uran/Thorium	Uran
	Anreicherung	Natur (0,71%)	8%	3,5%
Proliferation	Produzierte Menge waffenfähiger Stoffe	Vergleichbar (Pu attraktiver), Tritium im Kühlmittel	Geringer (Faktor 2,5 bis zu 6 bei 20% Anreicherung)	Vergleichbar
	Direkter Zugriff auf Waffensubstanzen durch WA	WA nicht vorgesehen	WA nicht vorgesehen	Vergleichbar
	Proliferationsrel. Technologie	Tritiumproduktion	Urananreicherung	Urananreicherung
Ökonomie	Investitionskosten	2600–3100 SFr/kW (1996)	2580–4500 SFr/kW je nach Stückzahl (1991/93)	1900–2130 SFr/kW (1991/1996)
	Stromgestehungskosten	4,4–5,3 Rp/kWh (1996)	k. A.	6,5 Rp/kWh (1996)
	Abrißkosten	Vergleichbar	Vergleichbar	k. A.
Einsatzmöglichkeiten	Stromproduktion	Ja	Ja	Ja
	Prozeßwärme/Fernwärme	Nein	Ja	Ja
	Transmutation von Abfällen	Vergleichbar	Vergleichbar	Vergleichbar
Nachsorge	Aktivität pro Abfallmenge	Vergleichbar	Vergleichbar	Vergleichbar
	Anteil relevanter Nuklide	Vergleichbar	Vergleichbar	Vergleichbar
	Geologische Endlagerung notwendig	Ja	Ja	Ja
	Lagerbedarf (ohne WA), (mit WA)	Etwa vergleichbar (erhöht)	Höher (Faktor 3–4) -	Vergleichbar Vergleichbar
	Zeithorizont für Lagerung	Vergleichbar	Vergleichbar	Vergleichbar
Realisierung	Stand der Entwicklung	detailed design wird erstellt	basic design	conceptual/basic design
	denkbarer Realisierungszeitraum	> 5 Jahre	Offen > 10 Jahre	Offen > 10 Jahre
	Prototyp geplant	k. A.	Nein	Offen
	Genehmigungsverfahren	Standortunabhängig angestrebt (unterbrochen)	Standortunabhängig begonnen (abgebrochen)	Keine
	Investierter Aufwand	k. A.	k. A.	k. A.
	Derzeitige Entwicklung	k. A.	Keine	Keine

		PRISM	GHR	RTR
Sicherheit	Normalbetriebsemissionen	k. A.	k. A.	k. A.
	Inventar (bez. auf Leistung)	k. A.	k. A.	k. A.
	Max. Unfallfreisetzungen	k. A.	Extrem gering	k. A.
	Wahrsch. für Kernschmelzen, Unfälle mit Freisetzung	k. A.	k. A.	k. A.
	Katastrophenfreiheit	Nein	Unklar	Nein
Brennstoff	Element	Uran/MOX	Uran/Thorium	Uran/Thorium
	Anreicherung	k. A.	Niedrig	20%
Proliferation	Produzierte Menge waffenfähiger Stoffe	Mind. Vergleichbar	Vergleichbar	Geringer (bis Faktor 5)
	Direkter Zugriff auf Waffensubstanzen durch WA	Ja, WA geplant	WA nicht geplant	WA nicht vorgesehen
	Proliferationsrel. Technologie	WA	Urananreicherung	Urananreicherung
Ökonomie	Investitionskosten	1770 SFr/kW (1989)	k. A.	Vergleichbar
	Stromgestehungskosten	k. A.	Entfällt	Leicht geringer
	Abrißkosten	k. A.	k. A.	Vergleichbar
Einsatzmöglichkeiten	Stromproduktion	Ja	Nein	Ja
	Prozeßwärme/Fernwärme	Nein	Ja	Nein
	Transmutation von Abfällen	Denkbar (Aktiniden)	Nein	Vergleichbar
Nachsorge	Aktivität pro Abfallmenge	Unklar	Vergleichbar	Reduziert
	Anteil relevanter Nuklide	Unklar	Vergleichbar	k. A.
	Geologische Endlagerung notwendig	Unklar	Ja	Ja
	Lagerbedarf (ohne WA), (mit WA)	Unklar	Höher (etwas)	Vergleichbar (reduziert)
	Zeithorizont für Lagerung	Unklar	Vergleichbar	Vergleichbar
Realisierung	Stand der Entwicklung	conceptual design liegt vor	-conceptual design	Übergang zu detailed design
	denkbarer Realisierungszeitraum	Offen > 10 Jahre	k. A. (> 10 Jahre)	< 5 a
	Prototyp geplant	Offen	k. A.	1999
	Genehmigungsverfahren	Offen	Keine	k. A.
	Investierter Aufwand	k. A.	k. A.	- 0,74 Mio. SFr
	Derzeitige Entwicklung	k. A.	k. A.	Intensiviert

		EA	ATW	ITER
Sicherheit	Normalbetriebsemissionen	0,44–1,42 manSv/GWa	k. A.	1 µSv (umstritten)
	Inventar (bez. auf Leistung)	k. A.	k. A.	Höher, (qualitativ niedriger)
	Max. Unfallfreisetzungen	k. A.	k. A.	50 mSv - 3 Sv (umstritten)
	Wahrsch. für Kernschmelzen, Unfälle mit Freisetzung	k. A.	k. A.	< 10 <sup>-7</sup> / a (angestrebt)
	Katastrophenfreiheit	Offen	Offen (Nein)	Angestrebt
Brennstoff	Element	Uran, Thorium, Plutonium	Transurane	Deuterium/Tritium
	Anreicherung	Entfällt	Entfällt	Entfällt
Proliferation	Produzierte Menge waffenfähiger Stoffe	Vergleichbar (U-233 Produktion)	0	- 10 <sup>3</sup> kg/GWa (Tritium)
	Direkter Zugriff auf Waffensubstanzen durch WA	Unklar	WA, aber Zugriffsmöglichkeit nicht angestrebt	Ja (Tritium)
	Proliferationsrel. Technologie	WA, Beschleuniger	Beschleuniger	Tritiumabtrennung
Ökonomie	Investitionskosten	1900–4300 SFr/kW (1998)	- 4000 SFr/kW (1998)	Höher
	Stromgestehungskosten	2,7–5,4 Rp/kWh (1996)	Höher	Eher höher
	Abrißkosten	k. A.	k. A.	Höher
Einsatzmöglichkeiten	Stromproduktion	Ja	Ja	Ja
	Prozeßwärme/Fernwärme	Ja	k. A.	Nein
	Transmutation von Abfällen	Ja	Ja	Möglich
Nachsorge	Aktivität pro Abfallmenge	Geringer (deutlich)	Geringer (deutlich)	Geringer (deutlich)
	Anteil relevanter Nuklide	Unklar	Unklar	Geringer
	Geologische Endlagerung notwendig	Unklar (Verzicht angestrebt)	Unklar (Verzicht angestrebt)	Ja
	Lagerbedarf (ohne WA), (mit WA)	Geringer	Geringer (Ziel: Faktor 10)	37.000 m <sup>3</sup> ohne Rezyklierung (günstigste Variante)
	Zeithorizont für Lagerung	- 1000 a (ohne Aktiniden)	< 1000 a (ohne Restmengen)	Vergleichbar
Realisierung	Stand der Entwicklung	conceptual design	conceptual design	conceptual design
	denkbarer Realisierungszeitraum	- 15–20 a (umstritten)	- 20–30 a	40–50 a
	Prototyp geplant	2003 (Pilotanlage) (umstritten)	- 2009–2015 (Demo)	- 2025 (Demo)
	Genehmigungsverfahren	-	-	
	Investierter Aufwand	k. A.	k. A.	25 Mrd. SFr. (USA & EU allein)
	Derzeitige Entwicklung	Intensiv	Intensiv (- 2 Mio. SFr/a)	> 1,5 Mrd. SFr/a (weltweit)

Es ist nicht die Aufgabe dieser Studie, einen bewertenden Vergleich dieser 11 repräsentativen fortgeschrittenen Nuklearsysteme durchzuführen. Allerdings soll eine erste Interpretation hier doch vorgenommen werden.

Das energiewirtschaftliche und gesellschafts- sowie umweltpolitische Potential fortgeschrittener Nuklearsysteme kann sicherlich nicht allein anhand der jeweiligen intrinsischen oder im Vergleich auffälligen technischen Neuerungen gemessen werden. Die Akzeptabilität von neuartigen oder verbesserten nukleartechnologischen Systemen wird sich an überzeugenden Lösungen der Schlüsselfragen Sicherheit, nuklearer Abfall und Weiterverbreitungsgefahr von Kernwaffen messen lassen müssen [PCAST 1995, 8]. Von herausragender Bedeutung sind demnach denkbare wesentliche Durchbrüche, was das Angehen der Sicherheits-, Nachsorge- und Proliferationsproblematik auf der Grundlage veränderter oder neuartiger technologischer Konzepte betrifft und weit weniger die technologischen Veränderungen oder Neuerungen an sich. Dem ist auf lange Sicht voraussichtlich auch die Frage nach der Wirtschaftlichkeit unterzuordnen, da die Energie-debatte bereits jetzt stärker die nichtmerkantilen Aspekte betont und die weltweite Gefahr des „Climatic Change“ eine Neuordnung der Energiemärkte nach nicht rein ökonomischen Gesichtspunkten (unter Einbeziehung externer Kosten) erwarten läßt. Allerdings muß einschränkend bemerkt werden, daß zur Zeit sehr wohl noch immer ökonomische Kriterien Investitionsentscheidungen von Energieversorgungsunternehmen dominieren. Hier sind aber Änderungen durch veränderte ordnungspolitische Rahmenbedingungen, wie Energiesteuern, zu erwarten bzw. bereits in Ansätzen vorhanden oder absehbar.

Wenn man die Vergleichsinformationen der Tabelle 2 aus diesem Blickwinkel betrachtet, fällt folgendes auf:

1. Qualitative Sprünge in der Anlagensicherheit sind bei „evolutionären“ Spaltreaktoren eher nicht zu erwarten. Eine Reihe von wesentlichen Verbesserungen sind bei einigen anderen fortgeschrittenen Spaltreaktoren absehbar, die aber alle bislang nicht zum Ziel einer nachweisbaren Katastrophenfreiheit der Systeme führen. Zumindest steht ein solcher Nachweis bei allen Konzepten, auch bei den „innovativen“ Spaltreaktoren, bislang aus. Vom sicherheitstechnischen Aspekt her am interessantesten erscheinen die Systeme, deren Realisierungszeitpunkte am weitesten in der Ferne liegen; dies gilt insbesondere für die Fusion.
2. Die Nachsorgeproblematik wird bei keinem der hier betrachteten Systeme wirklich gelöst, wenn man darunter versteht, daß ein auf geologischen Zeitskalen sicheres Lager für radioaktive Abfälle überflüssig werden soll. Interessant unter diesem Gesichtspunkt sind fast nur die beschleunigergetriebenen Systeme, die eine einschneidende Reduktion der Lagerungszeiträume anpeilen. Dabei darf jedoch nicht übersehen werden, daß diese Konzepte auf umfangreiche Wiederaufarbeitung angewiesen sind. Die Fusion könnte zumindest zu einer erheblichen qualitativen Reduktion bei der Nachsorgeproblematik führen, wenn eine entsprechende Auslegung der Anlagen möglich werden sollte. Dies hätte jedoch keine Auswirkungen auf die bereits existierenden nuklearen Abfälle.
3. Die Proliferationsproblematik würde bei Einführung der hier betrachteten fortgeschrittenen Nuklearsysteme fortbestehen, allerdings bei Fortentwicklung und Einführung einiger Spaltreaktorsysteme oder -brennstoffe, wie HTR oder RTR, in einer möglicherweise quantitativ und qualitativ reduzierten Weise. Die Attraktivität von ADS-Konzepten im Hinblick auf eine erwünschte Reduktion der Proliferationsproblematik hängt von einer Fülle offener Fragen im Bereich der Wiederaufarbeitung von Brennstoffen ab. Negativ fällt hier ins Gewicht, daß unter Verwendung der Beschleunigereinrichtungen kernwaffenrelevante Materialien schnell und effektiv produziert werden könnten. Die D-T-Fusion unter Nutzung magnetischer Ein-

schlußkonzepte verlagert bei bestimmungsgemäßem Betrieb (ohne Nutzung der Möglichkeit von Spaltmaterialerbrütung) die Proliferationsproblematik auf Tritium, das nicht auf Platz 1 der proliferationsrelevanten Materialien steht.

Ein simultaner technologischer Durchbruch im Hinblick auf alle drei Schlüsselfragen ist auf dem jetzigen Stand für keines der betrachteten Konzepte ernsthaft zu erwarten. Am ehesten denkbar wäre dies vielleicht noch für die Fusion. Hier ist allerdings eine erhebliche Designabhängigkeit zukünftiger Anlagen gegeben, ohne daß heute angebbar wäre, ob entsprechende Konzepte technologisch und (forschungs-)politisch erreichbar bzw. durchsetzungsfähig wären. Für ADS-Konzepte erscheint es noch verfrüht, eine eindeutige Aussage über realistische Potentiale zu machen.

Eine vorsichtiger formulierte Interpretation der Fakten in Tabelle 2 könnte auf die Formel gebracht werden: Entscheidende qualitative Sprünge in den Bereichen Sicherheit, Nachsorge und Proliferation sind über die in näherer Zukunft (5–15 Jahre) realisierbaren Nuklearsysteme eher nicht zu erwarten, während für die langfristigen Entwicklungsprojekte wesentliche durchschlagende Verbesserungen angestrebt werden, von denen aber noch nicht ohne weiteres angegeben werden kann, ob sie tatsächlich realisierbar sind.

## 5.2 Beurteilung des Wissensstandes zu den einzelnen Gesichtspunkten des verwendeten Betrachtungsrahmens

Wie ist der Wissensstand im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme im Hinblick auf umfassendere TA-Untersuchungen, die nachvollziehbare Beurteilungen ermöglichen sollen, einzuschätzen? Für einige Aspekte des verwendeten Betrachtungsrahmens, wie Anlagensicherheit und Ökonomie, gilt, daß eine belastbare Beurteilung erst möglich ist, wenn entsprechende Nuklearsysteme bereits realisiert sind und ausreichend lange Betriebserfahrungen vorliegen. Dies bedeutet, daß prinzipiell der existierende Wissensstand nicht ausreicht, um zu einer tragfähigen Bewertung zu kommen. Extrapolationen, die stets subjektiv gefärbt sein werden, vom Jetzt-Stand auf einen zukünftig zu erwartenden Soll-Stand sind notwendig. Für andere Aspekte des Betrachtungsrahmens, wie Proliferationsrisiken, Nachsorge und Realisierungsaussichten, gilt dies weit weniger. Hier sind — zumindest in vielen Fällen — auf der Basis des jetzigen Wissens, durch Abschätzung der bekannten Zielsetzungen, Zusammenhänge und Folgen, belastbare Aussagen im Hinblick auf die Potentiale der angestrebten technologischen Konzepte möglich. Für die Einschätzung der technologisch dominierten Realisierungsprobleme muß dies jedoch für die weit in die Zukunft hinein angelegten Projekte, wie die Fusion, erheblich eingeschränkt werden. Hier wären ebenfalls Extrapolationen nötig, von denen man annehmen kann, daß sie je nach Person und Hintergrund des Extrapolierenden umstritten sein könnten.

Einige Bemerkungen, die an den sieben Aspekten des Betrachtungsrahmens orientiert sind, sollen nun folgen.

### 1. Anlagensicherheit

Trotz der zuvor gemachten generellen Einschränkung, sind die Angaben zur Sicherheit der verschiedenen detaillierter untersuchten Reaktorkonzepte im Prinzip ausreichend, um vorläufige vergleichende Aussagen im Rahmen einer umfassenderen TA-Studie zu machen. Dies liegt u. a. daran, daß zur Sicherheit von Spaltungsreaktoren ein ausreichendes — auch kritisches — Know-

how vorhanden ist, um die vorliegenden Angaben, die in der Regel von Herstellern, Entwicklern oder Betreibern stammen, zu überprüfen. Dieser kritische Sachverstand kann sowohl auf die Weiterentwicklung von Spaltreaktorkonzepten übertragen werden, als auch auf neuartigere Kombinationen von Technologien, also ADS, oder die Fusion. Dabei müssen sicherlich noch eine ganze Reihe von Detailfragen und möglicherweise auch einige fundamentale Fragen unbeantwortet bleiben. Aber auch die Benennung von offenen Fragen würde einen wesentlichen Beitrag zu einer transparenten Beurteilung liefern. Die Ergebnisse eines solchen tiefergehenden Prüfprozesses zur Anlagensicherheit dürften unserer Ansicht nach ausreichend belastbar sein.

Für fortgeschrittene Spaltreaktoren liegen in aller Regel genügend Informationen vor, um die sicherheitsrelevante Auslegung genauer zu überprüfen und zu bewerten. Im Falle der Fusion liegen ebenfalls viele Expertisen vor, die sich mit Sicherheitsfragen beschäftigen. Daraus können zumindest die entscheidenden Fragen zur Beurteilung der Anlagensicherheit abdeckend zusammengestellt werden. Bestehende wesentliche Wissenslücken müßten gegebenenfalls mit spezifischen Untersuchungen oder unter Zugrundelegung von Worst-case-Annahmen bearbeitet werden.

Das Material, welches von den Entwicklern der ADS-Konzepte zum Thema Sicherheit vorgelegt wurde, muß allerdings als unzureichend angesehen werden. Es erstaunt, wie stark über absehbare Schlüsselprobleme der nuklearen Sicherheit hinweggegangen wird und mit welcher Zuversicht sicherheitstechnische Kernaussagen gemacht werden, die erfahrungsgemäß erst nach detaillierten und langwierigen Untersuchungen möglich sind. Auch die Klärung einiger wissenschaftlich-technischer Grundlagenfragen ist bislang nicht ausreichend geleistet. Es verwundert nicht, daß wichtige kritische Fragen von Institutionen und Personen aufgeworfen werden, die selbst nicht in entsprechende Forschungsprojekte eingebunden oder in der Begutachtung und Beurteilung der Sicherheit bestehender kerntechnischer Anlagen kompetent sind. In der Klärung von Sicherheitsfragen von ADS-Konzepten besteht ein erheblicher Nachholbedarf, der realistischerweise nur unter Hinzuziehung von Sicherheitsexperten für Spaltreaktoren leistbar ist.

Bei der Betrachtung der Anlagensicherheit für die ausgewählten Konzepte hat sich gezeigt, daß in vielen Fällen mäßige bis erhebliche Dissense in der Fachöffentlichkeit bestehen.

## 2. Brennstoffe

Die Fragen, die im Rahmen einer umfassenden TA-Studie zu den jeweiligen Brennstoffen von Bedeutung sind, können im Prinzip für alle hier untersuchten Nuklearsysteme beantwortet werden. Das bislang vorliegende Material reicht dazu in aller Regel aus.<sup>56</sup>

## 3. Proliferationsrisiken

Von sich aus sprechen Entwickler und Hersteller fortgeschrittener Nuklearsysteme das Thema Proliferationsrisiken meist gar nicht oder nur am Rande an.<sup>57</sup> Die meisten Sachverhalte, die die Proliferationsrisiken technisch und organisatorisch bedingen, sind demgegenüber bekannt und publiziert. Jedoch existieren bislang nur sehr wenige systematische und detaillierte Untersuchun-

---

<sup>56</sup> Ein Defizit besteht im Bereich von Thorium-Brennstoffen. Die bestehende Lücke wird voraussichtlich sehr bald mit einem bereits seit längerem angekündigten Status Report der IAEO geschlossen werden.

<sup>57</sup> Eine wichtige Ausnahme ist das RTR-Konzept, das nicht zuletzt deshalb in die Studie aufgenommen wurde.

gen, die zumeist den Stand der Debatte zu Ende der siebziger Jahre wiedergeben [APS 1978], [INFCE 1980]. Für die Zwecke einer umfassenderen TA-Studie dürfte das vorliegende Material und das vorhandene Know-how aber weitgehend ausreichend sein. Einige tiefergehende Untersuchungen wären im Bereich neuer Brennstoffe (wie Thorium oder Tritium) und neuer Technologien (wie Beschleuniger, ICF-Anlagen oder Wiederaufarbeitungstechnologien) notwendig. Grundsätzlich bedarf es einer fundierten Aufarbeitung des Themas auf aktuellem Stand.

Im Rahmen der hier vorgelegten Untersuchung zeigt sich, daß die Beschreibung der Erzeugung und ggf. des direkten Zugangs zu Waffenstoffen über Nuklearanlagen weitgehend konsensfähig ist. Die Einschätzungen dieser Umstände für die weltweiten Proliferationsgefahren könnten eher dissensanfällig sein.

#### 4. Ökonomie

Ergänzend zu der generellen Vorbemerkung gehen wir davon aus, daß auch für zukünftige Nuklearsysteme gilt, was sich in der Vergangenheit und Gegenwart zeigt: prospektive Kostenschätzungen und Wirtschaftlichkeitsaussagen für nukleare technische Großprojekte waren zumeist grob falsch und lagen fast immer erheblich zu günstig. Auch vergleichende Kostenaussagen werden aus vielerlei Gründen nur mit Vorbehalt möglich sein. Dazu trägt bei, daß keine einheitliche methodische Vorgehensweise für die Aufstellung der Kosten angewendet wird, daß unterschiedliche Annahmen in die Schätzungen eingehen und daß in der Regel eine unterschiedliche Erfahrungsbasis und Verlässlichkeit die Schätzung beeinflusst.

Ein großes Problem besteht darin, daß keine Einigung darüber besteht, was als relevante Kosten in verschiedenen nicht unmittelbar den Reaktor betreffenden Bereichen einzusetzen ist. Hierbei denken wir insbesondere an die seit einiger Zeit geführte Debatte über die Notwendigkeit der Internalisierung externer Kosten.

Vor diesem Hintergrund erscheint es unerlässlich, bewertbaren Kostenschätzungen nicht allein Entwicklerangaben oder diejenigen potentieller Betreiber zugrundezulegen. Wenn im Rahmen umfassenderer TA-Untersuchungen hier mehr Klarheit durch belastbare Aussagen geschaffen werden soll, wäre zu empfehlen, Vergleichskosten von externen Sachverständigen (unter Hinzuziehung von Betreibern von Nuklearanlagen) auf der Basis einer einheitlichen, einfachen und transparenten Methodik und offengelegter Daten ermitteln zu lassen.<sup>58</sup>

Nach diesen Bemerkungen wird es kaum verwundern, daß im Rahmen der hier vorgelegten Untersuchung größere Kontroversen im Bereich der Aussagen zur Wirtschaftlichkeit von Nuklearsystemen auffielen. Wirtschaftlichkeitsaussagen im Vergleich mit anderen Nuklearsystemen allein wären wohl auch nicht hinreichend, da die Wirtschaftlichkeit sich im wesentlichen im Vergleich mit anderen attraktiven Energiesystemen beweisen müßte.

#### 5. Einsatzmöglichkeiten

Die prinzipiellen Einsatzmöglichkeiten verschiedener zukünftiger Nuklearsysteme sind ausreichend belegt, so daß sie in einer umfassenderen TA-Studie hinreichend berücksichtigt werden könnten. Schwieriger wäre es, die Einschätzung bezüglich ihrer Sinnhaftigkeit und ihrer technologischen und wirtschaftlichen Erreichbarkeit vorzunehmen. Dies hängt zum Teil mit grundle-

---

<sup>58</sup> Beispielhaft sei die Bonitätskostenanalyse, die für den Reaktor Leibstadt unter Zuziehung von Banken und Betreibern angefertigt wurde, angeführt.

genderen Fragestellungen zusammen. Zur Verdeutlichung sei das Potential zur Transmutation von langlebigen Nuklearabfällen in ADS-Anlagen angeführt. Die Sinnhaftigkeit dieser Einsatzmöglichkeit hängt von bisher ungeklärten oder nicht entwickelten technologischen Komponenten ab (beispielsweise Effizienz von chemischen Wiederaufarbeitungstechnologien), sowie von den zusätzlichen Kosten für Entwicklung und Betrieb solcher Anlagen, die nicht nur zur Stromproduktion ausgelegt sind. Weiterhin ist von entscheidender Bedeutung, wie eine Strategie der langfristigen sicheren Endlagerung von Nuklearabfällen dazu im Vergleich zu sehen ist.

## 6. Erfordernisse für die Nachsorge

Die Nachsorgeerfordernisse könnten für alle betrachteten Konzepte sehr detailliert benannt werden. Diese sind im Bereich der fortgeschrittenen Spaltreaktoren grob vergleichbar mit den bekannten Notwendigkeiten bereits existierender Reaktoren (für einige Systeme ergäben sich allenfalls gewisse quantitative Reduktionen). Für ADS-Konzepte reichen die veröffentlichten Daten nicht aus. Die gemachten Aussagen beruhen auf der Annahme bestimmter technischer Entwicklungen, deren Realisierungsaussichten noch nicht klar abgeschätzt werden können. Bei der Fusion hängt das Potential zur Reduktion der Nachsorgeerfordernisse von entscheidenden materialtechnischen Durchbrüchen ab, deren Realisierungsmöglichkeiten ebenfalls noch ungeklärt sind.

Im Rahmen weitergehender TA-Untersuchungen könnten die entsprechenden Fragenkomplexe abgearbeitet werden, wobei stellenweise Detailuntersuchungen notwendig wären. Dies könnte auch die grundsätzliche Frage betreffen, wie eigentlich geologische Endlager beschaffen sein müssten oder realistischerweise beschaffen sein könnten, um einen ausreichenden Schutz vor radioaktiven Freisetzungen zu bieten. Bemühungen in der Vergangenheit, die radiotoxischen Gefahrenpotentiale des Nuklearabfalls mit technischen Mitteln zu reduzieren (Partitioning & Transmutation) müssten dazu ebenso im Vergleich betrachtet werden, wie die Möglichkeiten zur Transmutation mittels ADS-Anlagen.<sup>99</sup>

Hauptdissense, die bei der Erarbeitung dieser Studie deutlich wurden, betreffen die Frage nach der Notwendigkeit geologischer Endlager für ADS-Konzepte und den Umfang der Nachsorgeerfordernisse für Fusionsreaktoren in Abhängigkeit von materialtechnischen Entwicklungsmöglichkeiten und Designentscheidungen.

## 7. Stand der Konzeptrealisierung und Realisierungszeitraum

Ähnlich wie bei Entwickler- und Herstellerangaben zu den geschätzten Kosten neigen auch entsprechende Angaben zur Konzeptrealisierung, zu den Problemen auf dem Weg dorthin und zum Realisierungszeitraum zu optimistischen Annahmen. Voraussichtlich könnten nur durch Beauftragung externer Sachverständiger, die unter Zugrundelegung einer einheitlichen Methodik alle infragekommenden Systeme unter dem Gesichtspunkt der Konzeptrealisierung vergleichend bewerten, verlässliche Aussagen generiert werden.

Trotz der vorhandenen Unsicherheiten, insbesondere bei den ferner in der Zukunft liegenden potentiellen Realisierungszeitpunkten (Fusion, ADS) erscheinen Datenlage und Bewertungsmöglichkeiten ausreichend für eingehendere Untersuchungen.

---

<sup>99</sup> Zu dieser Thematik liegen einige ältere Untersuchungen vor (z. B. [IAEA 1982]), die nur noch teilweise für die Beurteilungen auf aktuellem Stand tauglich sind. Eine interessante Quelle aus neuerer Zeit für einige der wesentlichen Fragestellungen ist [NRC 1996].

Insgesamt ergibt sich, zumindest was die sieben in dieser Studie berücksichtigten Betrachtungsperspektiven anbetrifft, daß der Wissensstand ausreicht, um weitergehende TA-Untersuchungen vorzunehmen.

### 5.3 Bewertungsrelevante Wissenslücken

Für weitergehendere TA-Untersuchungen ist es von Bedeutung, bewertungsrelevante Wissenslücken zu identifizieren. Wir beschränken uns hier auf Aspekte gemäß des verwendeten Betrachtungsraster aus Kapitel 3. In Tabelle 3 geben wir unsere Einschätzung aufgrund der Untersuchungen innerhalb der vorgelegten Studie grob aggregiert an. Dabei ist es wichtig, die Tabelle so zu verstehen, daß die angegebenen Wertungen sich auf den Stand des Wissens bezüglich der untersuchten Kategorie beziehen und keine Beurteilungen innerhalb der Kategorien selbst darstellen (so ist die Aussage, es liegen keine Wissenslücken in bezug auf Proliferation vor nicht so zu verstehen, daß es keine Probleme in bezug auf Proliferation mehr gibt).

**Tabelle 3: Bewertungsrelevante Wissenslücken**

	Sicherheit	Brennstoff	Proliferation	Ökonomie	Einsatz	Nachsorge	Realisierung
EPR	geringe	keine	keine	mittlere	keine	keine	keine
AP 600	geringe	keine	keine	mittlere	keine	keine	geringe
CANDU	geringe	keine	keine	mittlere	keine	keine	geringe
HTR-Modul	mittlere	geringe	mittlere	große	geringe	geringe	mittlere
PIUS	geringe	keine	keine	große	keine	keine	mittlere
PRISM	mittlere	mittlere	geringe	große	geringe	geringe	große
GHR	mittlere	geringe	keine	große	geringe	geringe	große
RTR	geringe	mittlere	mittlere	geringe	keine	geringe	geringe
EA	große	mittlere	große	große	mittlere	große	große
ATW	große	mittlere	große	große	geringe	große	große
Fusion (ITER-Pfad)	mittlere	mittlere	geringe	große	geringe	mittlere	große

Natürlich zeigt sich dabei, daß die Wissenslücken mit zunehmender zeitlicher Ferne des Realisierungszeitpunktes der verschiedenen Nuklearsysteme zumeist anwachsen. Dies gilt insbesondere für die Aspekte Anlagensicherheit, Ökonomie und Stand der Realisierung. Das Konstatieren einer Wissenslücke an sich muß nicht notwendig nachteilige Folgerungen für die Erfolgsaussichten umfassenderer TA-Untersuchungen bedeuten. Es wäre nämlich jeweils genauer zu klären, ob eine bestehende Wissenslücke entscheidend für die Erfolgsaussichten des Konzeptes insgesamt ist oder nicht. In den allermeisten Fällen wird dies nicht so sein. Vielmehr müßte prospektive TA sich an den nachweisbaren Potentialen fortgeschrittener Technologieentwürfe orientieren und klar benennen, wo solche Potentiale nicht oder noch nicht nachweisbar erscheinen. Hier ist das Aufzeigen und gegebenenfalls das Schließen von Wissenslücken von herausragender Bedeutung. Beides befördert die Möglichkeit für prospektive Bewertungen.

#### 5.4 Fazit für eingehendere TA-Untersuchungen

Wir sehen keine prinzipiellen Hindernisse für umfassendere TA-Studien. Empfehlungen dazu werden in Anhang II gegeben.

Prospektive TA-Untersuchungen für noch nicht realisierte Technologien — darum würde es bei der Betrachtung und Bewertung fortgeschrittener Nuklearsysteme gehen — sind als Prozeß zu sehen, der auf existierenden Erfahrungen verwandter oder im Vorlauf bereits existierender Technologien aufbaut, die Potentiale der untersuchten Technologien abzuschätzen sucht und dabei keine abschließenden Urteile erlaubt. Sie können nur den vorliegenden Stand und die Aussichten der Entwicklungsprojekte beschreiben und bewerten, die durch den Fortgang von Forschung und Entwicklung (FuE) überholt werden können. Die Ergebnisse solcher TA-Untersuchungen können auch in die Ausgestaltung entsprechender FuE-Projekte eingehen und damit weitere begleitende TA-Untersuchungen auslösen.

Für eine grobe Bestandsaufnahme war das eingeschränkte Betrachtungsraster aus Kapitel 3 ausreichend. Für weitergehende TA-Studien zu fortgeschrittenen Nuklearsystemen erscheint uns eine erhebliche Ausweitung der Perspektive geboten zu sein. Daher schlagen wir im nachfolgenden Anhang I ein erweitertes Kriterienraster zur Betrachtung, Bewertung und ggf. zur Gestaltung fortgeschrittener Nuklearsysteme vor.

## Anhang I: Entwurf eines Kriterienrasters für weitergehende Untersuchungen zu fortgeschrittenen Nuklearsystemen

### I.1 Kriterien für die Bewertung von Energietechnologien

Seit langem wird über Kriterien für die Bewertung von technisch vermittelten Energiepfaden debattiert. In Deutschland war besonders prägend die bald zwei Jahrzehnte anhaltende Debatte in Enquête-Kommissionen des Deutschen Bundestages zu Energiefragen und insbesondere zu Fragen der Kernenergienutzung. Schon 1980 einigte man sich auf vier zu berücksichtigende Kriterien, die mit den Stichworten

- Wirtschaftlichkeit
- Internationale Verträglichkeit
- Umweltverträglichkeit und
- Sozialverträglichkeit

umschrieben wurden [Deutscher Bundestag 1980, 12f].

Auf der Ebene der Europäischen Union wird seit einigen Jahren die Kriteriendebatte über Energietechnologien geführt, ohne daß allerdings ein überzeugendes und verbindliches Ergebnis absehbar wäre [IAEA/OECD 1996].

In den USA sind in den letzten Jahren mehrere Kriterienkataloge entstanden, die zunehmend zu einer gemeinsamen Sichtweise verschiedener staatlicher Instanzen konvergieren [PCAST 1997]. Die wesentlichen Headlines lauten:

- Ökonomische Prosperität
- Umweltqualität
- Sicherheit der Energieversorgung
- Sicherung der US-Führungsrolle in Wissenschaft und Technologieentwicklung
- Nationale Sicherheit
- Soziale Gerechtigkeit („equity“).

Wir haben den Eindruck, daß diese deutlich eine weltpolitische Sonderstellung der USA betonenden Kriterien weder auf die europäische Situation übertragen werden könnten noch daß dies sinnvoll wäre.

Daneben gibt es im wissenschaftlichen Bereich verschiedentlich Versuche, zu Kriterienkatalogen zu kommen. Zwei aktuelle Beispiele seien herausgegriffen. Der Physiker Klaus Heinloth hat in seinem kürzlich erschienenen Buch „Die Energiefrage“ Kriterien aufgestellt [Heinloth 1997], die sich beziehen auf:

- die Vorsorge für die Deckung des Energiebedarfs der Zukunft,
- die Verfügbarkeit und Verlässlichkeit der Energieversorgung aus verschiedenen Quellen,
- den notwendigen Entwicklungsaufwand bis zur kostengünstigen Wirtschaftlichkeit,

- die technologische Handhabbarkeit im Umgang mit den Technologien,
- die Wirtschaftsverträglichkeit unter Einbeziehung externer Kosten,
- die Umweltverträglichkeit, sowie
- die Sozialverträglichkeit, die sich im Wesentlichen auf eine Vermittlung von existierenden Lebensstilen und Notwendigkeiten der Energieversorgung qua Information beziehen.

Die hier nur knapp charakterisierte Kriterienliste bemüht sich, viele wesentliche Aspekte abzudecken, erscheint aber in vielen allgemeineren Aspekten, wie beispielsweise „Vorsorge für die Deckung des Energiebedarfs der Zukunft“, kaum vernünftig operationalisierbar.

Zweitens möchten wir auf Arbeiten am Paul Scherrer Institut (PSI) in der Schweiz hinweisen, die sich im Wesentlichen auf neue Nukleartechnologien beziehen [PSI 1996], [Kröger 1997]. Die dort vorgeschlagenen Kriterien sind interessant, da sie in großer Nähe zu existierenden relevanten wissenschaftlich-technologischen Projekten und unter Berücksichtigung von Erfahrungen im kerntechnischen Bereich formuliert werden. Gleichzeitig wird eine eher globale als eine nationale Perspektive verfolgt und eine rein technologieinduzierte Kriterienformulierung wird vermieden durch die Betonung einer Orientierung an Nachhaltigkeit unter Einbeziehung der Forderung nach Minimierung von Proliferationsrisiken.

Die PSI-Kriterienvorschläge stehen im engen Zusammenhang mit der offenen Frage, wie eine Weiterentwicklung nuklearer Energieoptionen bewertet werden soll, die für den längerfristig anstehenden (teilweisen) Ersatz fossiler Energieträger vorbereitet werden. Interessant ist in diesem Zusammenhang auch eine Studie der US National Academy of Sciences aus dem Jahre 1992 [NRC 1992]. In diesem Report wird vorgeschlagen, anhand einiger Kriterien die unterschiedlichen Vorschläge für verbesserte Reaktortypen, die teilweise bereits in industrieller Forschung einsetzbar gemacht werden, zu vergleichen. Dabei soll die Betriebssicherheit der vorgeschlagenen neuen Konzepte ebenso eine Rolle spielen wie Überlegungen zur Brennstoffspirale und zur Beeinflussung der Umwelt. Die Wirtschaftlichkeit in bezug auf Konstruktions- und Betriebskosten auf dem zukünftig erwarteten Energiemarkt erscheint der NAS wesentlich, aber auch die Einbeziehung von Risiken hinsichtlich der Unsicherheit, ob eine erfolgreiche Technologieentwicklung wirklich erwartbar ist. Die Möglichkeit von Sicherungsmaßnahmen gegen Abzweigung von Waffensubstanzen und Sabotageakten wird betont. Nicht zuletzt soll geklärt werden, ob eine effektive und vorhersehbar erfolgreiche Genehmigungsprozedur erwartet werden kann.

Dieser pragmatisch formulierte Satz von möglichen Kriterien scheint noch recht stark an den gegenwärtig genutzten Spaltreakortekhnologie orientiert zu sein. Wenn wirklich eine neue überzeugende Generation von Reaktoren entwickelt werden soll, die breite Akzeptanz nicht nur der Reaktorbetreiber selbst, sondern auch der Bevölkerung erreichen will, muß darüber hinausgegangen werden. Einerseits müßten sie insgesamt akzeptabler erscheinen als die bislang genutzten Technologien auf der Basis fossiler Rohstoffe, und andererseits müßten sie den Wettbewerb mit weiterzuentwickelnden regenerativen Energieträgern aufnehmen können — und dies nicht nur in wirtschaftlicher Hinsicht.

Es geht also um eine Generation weit innovativerer Nukleartechnologien, deren Zukunftsfähigkeit allerdings konkret überprüfbar sein muß. Ein vorurteilsfreier Dialog darüber ist anzustreben. Dazu kann als erster Schritt des Diskurses, die Einigung auf Kriterien, die eine verantwortbare Verfolgung von Zukunftsoptionen im Bereich nuklearer Technologien in den Blick nehmen, dienlich sein. Wenn Einverständnis darüber hergestellt ist, welche Aspekte für die Bewertung von nuklearen Technologieoptionen von allen am Diskurs Beteiligten ernst genommen werden, erscheint ein ergebnisorientierter Dialog leichter möglich, als wenn kein gemeinsamer Fokus dieser

Art in der Debatte vorausgesetzt werden kann.

Eine kriteriengeleitete Debatte über neue Energietechnologien macht dann Sinn, wenn sie hilft, Zielhorizonte mit technischen Optionen in Einklang zu bringen, wenn sie technische Potentiale transparenter macht und hilft, für alle nachvollziehbare Bewertungen durchzuführen, und wenn schließlich darauf angelegt ist, gegebenenfalls die rechtzeitige Gestaltung von technologischen Optionen noch in der Forschungs- und Entwicklungsphase zu ermöglichen.

Aus den bislang vorgeschlagenen Kriterienkatalogen kann Nutzen gezogen werden. Die Auseinandersetzung mit ihnen ist ein Lernprozeß. Aber wir sind auf Grund unserer Erfahrung — auch im Rahmen der Erarbeitung dieser Studie — davon überzeugt, daß für die Verfolgung des oben angedeuteten Weges es eines anders konturierten Katalogs von Kriterien bedarf.

Wir denken, daß ein problemorientierter und vorausschauender Ansatz der Technik- und Wissenschaftsbewertung im Hinblick auf die Energiezukunft notwendig ist. Dafür sind vier Ebenen von Bedeutung, die reflektiert werden müssen.

- Ebene 1: Gesellschaftliche Zielsetzungen (Welche Rolle spielt die Energieversorgung und -nutzung in den Vorstellungen von zukünftig erwünschten Lebensbedingungen? Wie kann eine nachhaltige und zukunftsfähige Energieversorgung national und international sichergestellt werden? etc.).
- Ebene 2: Attraktivität technischer Mittel (Welche technischen Mittel zur Erreichung der Ziele stehen zur Verfügung? Welche Mittel könnten prinzipiell entwickelt werden? Welche Leistungsfähigkeit haben die verschiedenartigen technischen Mittel? etc.).
- Ebene 3: Berücksichtigung des gesellschaftlichen Rahmens (Wie können die unterschiedlichen technischen Mittel im Hinblick auf die Zielsetzungen bewertet werden? Welche gesellschaftlich vermittelten Wertsysteme sind zu berücksichtigen? etc.).
- Ebene 4: Urteilsbildung und Gestaltung (Verbindung der Fragestellung nach dem technisch möglichen Können und dem gesellschaftlich vermittelten Sollen oder Wollen; Klärung gegebener Gestaltungsspielräume und Vorbereitung ihrer Nutzung; etc.).

Ausgehend von der Grundidee eines problemorientierten und prospektiven Ansatzes der Technikbewertung [Bender 1996] für neuartige Energietechnologien — hier fortgeschrittener Nuklearsysteme — erscheint es wesentlich, daß Ziel-, Wert- und Sachebenen konstruktiv miteinander vermittelt werden. Wenn dabei ein Höchstmaß an wissenschaftlich-technisch möglicher und gesellschaftlicher gewollter Innovation angestrebt ist, müssen die gewählten Kriterien zum einen von den Sachseiten her gerechtfertigt und angemessen erscheinen und ebenso eine Orientierung an Zielen und Werten deutlich machen. Ein brauchbarer Kriterienkatalog darf also nicht abstrakt und fern der technischen Sachebenen formuliert werden. Er ist aber auch nur dann wirklich zu gebrauchen, wenn er die notwendige Vermittlung der unterschiedlichen genannten Ebenen auf den Punkt bringen kann.

Der Versuch wird gemacht, ein Kriterienraster für fortgeschrittene Nuklearsysteme aufzustellen, der zunächst für die eingehende Betrachtung, dann zur Bewertung und schließlich gegebenenfalls zur Gestaltung der verschiedenen denkbaren wissenschaftlich-technischen Optionen geeignet sein soll. Eine mögliche Öffnung eines solchen Katalogs für die Bewertung aller Optionen im Bereich von Energietechnologien — ohne Beschränkung auf die neuen nuklearen — ist dabei mitintendiert, wenn auch nicht konsequent ausgeführt.

Mit dem Entwurf des Kriterienrasters soll eine Basis geschaffen werden, für eingehendere Studien über fortgeschrittene Nuklearsysteme.

## I.2 Vorschlag für einen Kriterienkatalog

Wir entwerfen in diesem Abschnitt einen Kriterienkatalog, der für weitergehende TA-Untersuchungen zur Betrachtung und Bewertung, sowie gegebenenfalls Gestaltung, fortgeschrittenerer Nuklearsysteme herangezogen werden kann.

Auch hier ist eine Beschränkung auf einige wesentliche Aspekte notwendig, die sich in einer kleinen Anzahl von Kriterien widerspiegeln, die operationabel gemacht werden können. Die Kriterien bekommen somit zum Teil auch die Funktion, querschnittsartig die Technologien zu beleuchten. Einige Gesichtspunkte bleiben dabei allerdings auch (bewußt) unterbelichtet. Andererseits wird versuchsweise eine Zuspitzung vorgenommen, die einige naturwissenschaftlich-technische Aspekte deutlicher ins Blickfeld bringen soll. Alle vorgeschlagenen Kriterien sehen sich im Einklang mit dem grundlegenden Nachhaltigkeitskriterium, das so eine notwendige Explizierung erhält, und die meisten beziehen sich auf Aspekte der Umwelt- oder Sozialverträglichkeit, die ebenfalls in dieser Weise eine spezifische Konkretisierung erfahren. In einigen Kriterien ist die Sozial-, Human- und Zukunftsorientierung explizit (an anderen Stellen implizit) mitangesprochen.

### 1. *Funktionsfähigkeit*

Unter Funktionsfähigkeit soll eine Reihe von Anforderungen gefaßt werden, die vom Nachweis der wissenschaftlichen und technischen Machbarkeit eines nuklearen Energiesystems ausgeht — also im Grunde von Selbstverständlichkeiten — aber damit nicht stehenbleibt. Daneben ist die Genehmigungsfähigkeit gemäß einschlägiger nationaler Vorschriften zu berücksichtigen, die einen sicheren Betrieb der Komponenten des Systems und des Gesamtsystems betreffen. Dies verlangt häufig den Rückgriff auf als bewährt geltende Technik. Dies kann als weitgehende Auslegung oder Erweiterung der Nebenfolgenminimierungsregel angesehen werden, da eine Bewertung von Funktionssicherheit häufig nur in Relation zu bereits Bekanntem, Eingesetztem und einem stetigen Verbesserungsprozeß Unterworfenem möglich ist. In diesen Kontext gehört auch die Anforderung, daß eine weitestgehende Inspizier- und Reparierbarkeit von Einzelkomponenten gegeben sein muß. Die Wechselwirkung zwischen Einzelkomponenten und dem Gesamtsystem muß dabei im Auge behalten werden.

### 2. *Sicherheit im Normalbetrieb*

Für nukleare Technologien gehört die gesamte Kette, von der Rohstoffgewinnung mitsamt seinen unerwünschten Folgen über die Brennstoffproduktion und -bearbeitung (eventuell auch chemische Wiederaufarbeitung) bis zur Beseitigung oder sicheren Lagerung der Abfälle, also die gesamte Brennstoffspirale, zum Normalbetrieb. Alle Aspekte der notwendigen Prozeßkette, nicht nur der Reaktor selbst, müssen auf ihre Sicherheit hin analysiert werden. Die Möglichkeiten und Folgen kleinerer Störfälle und die Normalbetriebsemissionen müssen betrachtet werden.

Unter dieses Kriterium fällt auch die bestmögliche Minimierung der Strahlenbelastung für Beschäftigte innerhalb der Anlage, sowie die bestmögliche Reduktion der Emissionen im Normalbetrieb (hier insbesondere radioaktiver Natur). Diese Minimierungsanstrengungen sollten nicht ausschließlich an wandelbaren Bestimmungen des Strahlenschutzes orientiert sein, sondern darüber hinaus technische Möglichkeiten optimieren.

### 3. *Katastrophenfreiheit bzw. Auswirkungen schwerer Unfälle*

Es muß nachprüfbar erkennbar sein, daß das Ziel einer wohldefinierten Katastrophenfreiheit erreichbar erscheint, d.h. das Unfallrisiko und das mögliche Schadensausmaß müßten drastisch reduziert werden können. Paragraph 7 des 1994 revidierten Deutschen Atomgesetzes [AtG 1998] gibt als eindeutiges Ziel vor, daß außerhalb der Anlage — auch bei höchst unwahrscheinlichen Unfallabläufen — keine Katastrophenschutzmaßnahmen nötig werden sollen. Dies ist im Einklang mit den Anforderungen, die eine Expertengruppe der Internationalen Atomenergieorganisation vor einigen Jahren an das Design zukünftiger Nuklearsysteme gestellt hat. Demnach müssen auch bislang unberücksichtigte denkbare Unfallsequenzen mit geringer Eintretenswahrscheinlichkeit aber signifikanten radiologischen Schadenswirkungen deterministisch ausgeschlossen werden können [IAEA 1995a].

In der praktischen Anwendung interpretieren wir diese Empfehlungen der IAEO wie folgt:

- Jenseits der Auslegungsstörfälle ist auch ein weitreichendes Spektrum von auslegungsüberschreitenden Unfällen zu untersuchen, für die schwere radiologische Auswirkungen deterministisch ausgeschlossen werden müssen.
- Ein probabilistischer Grenzwert für Unfälle mit schweren Konsequenzen wird nicht zugelassen.
- Unabhängig von deterministischen und probabilistischen Argumentationen gibt es eine Betrachtungsgrenze, jenseits derer Unfallbetrachtungen aus praktischen und theoretischen Gründen nicht mehr sinnvoll sind. Es muß sichergestellt sein, daß das Auftreten von Unfällen jenseits dieser Grenze extrem unwahrscheinlich ist.
- Die aus Risikostudien bekannten Mechanismen für Unfälle mit schweren radiologischen Konsequenzen müssen deterministisch beherrscht werden und dürfen nicht aufgrund probabilistischer Argumentationen ausgeschlossen werden.

Dazu ist ein Design der Nuklearanlagen erforderlich, das dem Prinzip der sog. inhärenten Sicherheit verpflichtet ist. Neue innovative Nuklearanlagen müßten dementsprechend so ausgelegt sein, daß u. a. schwerwiegende Kühlmittelverluststörfälle oder reaktivitätsinduzierte Unfallszenarien gänzlich ausgeschlossen sind. Die Robustheit des Reaktorkonzeptes muß in diesen Aspekten schlüssig nachweisbar sein.

### 4. *Proliferationsresistenz*

Hierbei handelt es sich um ein Konzept, mit dem schon seit gut 20 Jahren versucht wird, die Entwicklung der Kerntechnologie positiv zu beeinflussen — bislang allerdings ohne durchschlagenden Erfolg. Wenn schon keine proliferations sichere Kerntechnologie vorstellbar ist, soll sie doch wenigstens resistent, robust gegen militärische Nutzung gemacht werden. Durchzuführende Maßnahmen betreffen unter anderem Restriktionen für den Gebrauch sensitiver atomwaffenrelevanter Nukleartechnologie in allen Ländern, die einschneidende Beschränkung des Umgangs mit waffenfähigen Materialien und das Design von Nukleartechnologie in einer Weise, daß ein Entstehen von waffengrädigen Materialien reduziert wird. Wenn man davon ausgeht, daß ein Überwachungssystem für Spaltstoffe niemals „wasserdicht“ gemacht werden kann, bleibt im Prinzip nur, die Brennstoffspirale so zu verändern, daß Waffensstoff so wenig wie möglich zugänglich wird.

Dem probabilistischen Ansatz bei der Reaktorsicherheit entspricht ein auf Entdeckungswahrscheinlichkeiten basierendes Konzept nuklearer Safeguards. Auch hier wäre ein deterministisch orientierter Ansatz durchgreifender, der Proliferationsrisiken an der technologischen Quelle auszuschließen sucht.

Das Anstreben der Proliferationsresistenz aller verwendeten und vorgeschlagenen neuen Nukleartechnologien bedeutet somit zunächst, daß signifikante Mengen waffengrädigen Nuklearmaterials weder produziert bzw. produzierbar sein noch genutzt werden sollten. In bezug auf fortgeschrittene Spaltreaktoren würde dies beispielsweise die Beschränkung auf zu entwickelnde inerte Brennstoffe bedeuten, in denen keine Waffenstoffe in signifikanten Mengen produziert werden, bzw. der Verzicht auf Wiederaufarbeitung von Brennstoffen, durch die Zugang zu Waffenstoffen erreicht würde.

Auch bei der Beseitigung von nuklearen Abfällen ist der Aspekt der Proliferationsresistenz zu berücksichtigen. Dies bedeutet insbesondere auch, daß in ein mögliches Endlager eingebrachte Mengen an waffenfähigen spaltbaren Materialien einem erneuten Zugriff zuverlässig entzogen sein müssen.

Das Kriterium der Proliferationsresistenz bedeutet weiterhin, daß wissenschaftlich-technische Projekte im Bereich nuklearer Energieversorgung in Distanz zu Projekten zur grundlegenden Aufklärung der Physik der Kernwaffen (die US amerikanischen Labors führen derzeit den Begriff der „weapon science“ im Kontrast zur altbekannten „nuclear weapons R&D“ ein) treten sollten. Diese Distanzierung müßte substantiellen und nicht lediglich rein deklaratorischen Charakter haben. Die Befürchtung erscheint begründet, daß ein breiter und wachsender Dual-use-Bereich, der aus spezifischen Entwicklungsprojekten für neue Nukleartechnologien entsteht bzw. durch diese befördert wird, der horizontalen und vertikalen Proliferation Vorschub leistet, also der Weiterverbreitung und Weiterentwicklung von Atomwaffen. Das Ziel einer atomwaffenfreien Welt würde so auf lange Sicht unterminiert.

Das Gewicht, welches man diesem Kriterium zuweist, muß nicht notwendig an die Vorentscheidung über die weltweite nukleare Abrüstung auf Null oder das fortzuschreibende Zugeständnis des Atomwaffenbesitzes für einige wenige Länder gebunden sein. In beiden Fällen muß die Gefahr der Weiterverbreitung und Weiterentwicklung von atomwaffenrelevantem Wissen und entsprechender Technologien und Materialien an der Wurzel gepackt werden. Das Konzept der Proliferationsresistenz würde hier einen entscheidenden Beitrag leisten können.

##### 5. *Minimierung absehbarer Langzeitfolgen*

Absehbare Langzeitfolgen aus dem Betrieb von Anlagen sollten auf ein vertretbares Minimum reduziert werden. Für nukleare Technologien geht es hierbei insbesondere um langlebige radiotoxische Substanzen. Die bei der bisherigen Kerntechnologienutzung bestehende Notwendigkeit einer dauerhaft sicheren Langfristlagerung von großen radioaktiven Abfallmengen für Zeiträume, die sich auf geologischen Skalen bewegen, müßte ausgeschlossen sein. Eine Gesamtbewertung radioaktiver Abfälle unter Berücksichtigung von Aspekten wie

- isotopenspezifische Lebensdauern
- Mobilität in einer denkbaren Endlagerkonfiguration
- Freisetzungspfade
- Radiotoxizität

- Wärmeentwicklung
- Kritikalitätssicherheit
- Proliferationsgefahren
- Mengen

wäre vorzunehmen. Möglicherweise ergäbe sich daraus als „vertretbare Minimierung“ des Nachsorgetrisikos eine quantitative und qualitative Reduktion der Lagerungsnotwendigkeit auf menschlich-historisch übersehbare Zeiträume (also beispielsweise wenige Jahrhunderte anstatt Jahrtausende).

Eine besondere Konzentration auf die Vermeidung der Produktion von größeren Mengen von Transuranelementen in Nuklearanlagen wäre damit erforderlich. Berücksichtigt werden muß allerdings auch dann noch, daß radiotoxisch relevante langlebige Spaltprodukte oder Aktivierungsprodukte in Strukturmaterialien der Reaktoren die Problematik der Langzeitlagerung von nuklearen Abfällen negativ beeinflussen können. Insgesamt wäre also eine drastische Mengenreduktion von erzeugten langlebigen Spaltprodukten, Transuranen und aktivierten Strukturmaterialien im Vergleich zu heute üblichen Reaktoren anzustreben.

Technologien, die eine zusätzliche und schadlose Reduktion von bereits existierenden nuklearen Abfallmengen versprechen, könnten von besonderem Interesse sein.

## 6. *Nachhaltige Rohstoffnutzung*

Allgemein kann hierunter die weitestgehende Minimierung allgemeiner Typen des Rohstoffverbrauchs oder -gebrauchs gefaßt werden, wie Landschaftsverbrauch sowie Gebrauch von Wasser, Baustoffen und anderen Mitteln zur Aufrechterhaltung des Anlagenbetriebes. Dazu gehören prinzipiell auch die energetischen und klimarelevanten Aufwendungen für die Installation von Anlagen, im Prinzip also alle umweltrelevanten Aktivitäten, die nötig sind, insbesondere auch solche, die Deponiekapazitäten erforderlich machen.

Wesentlicher ist allerdings im Kontext nuklearer Technologien, daß die Reichweite der erforderlichen Rohstoffe für die Brennstoffertigung von vornherein in die Betrachtung miteinbezogen wird, so daß ein langer Horizont der Technologienutzung möglich erscheint. Eine mögliche Bestimmung der Meßlatte wäre die Anforderung, daß der vorhersehbare Nutzungshorizont weit über den theoretisch nutzbaren Zyklus für fossile Brennstoffe hinausgehen sollte — also mindestens viele Jahrhunderte bis weit ins nächste Jahrtausend hinein. Dies kann dadurch gerechtfertigt werden, daß aufwendige Entwicklungsarbeiten in Richtung einer nicht erneuerbaren Energiequelle, die wiederum nur als kurzfristige Übergangstechnologie wirksam werden kann, kaum sinnvoll erscheinen können. Dann müßte eher die Bemühung um einen schnellen Durchbruch im Bereich der Regenerativen absoluten Vorrang erhalten.

## 7. *Kalkulierbares Investitionsrisiko und nachhaltige Energiewirtschaft*

Für die Bewertung der Wirtschaftlichkeit neuartiger (nuklearer) Energietechnologien sollte die notwendige, aber noch nicht operationalisierte, Internalisierung externer Kosten antizipiert werden. (Hier sind Einflüsse auf den Energiepreis der Zukunft zu erwarten.) Investive Kosten im Bereich von Forschung und Entwicklung, von großen Forschungsanlagen, Prototypreaktoren und Leistungsreaktorbauten sollten ebenso einbezogen werden, wie die erwartbaren Betriebskosten,

Kosten für die Brennstoffversorgung, Abfallbeseitigung, Demontage und weitere Folgekosten, zu denen auch notwendige Versicherungsaufwendungen gehören. Hier ist jeweils eine ökologische Gesamtrechnung anzustreben.

Eine Wettbewerbsfähigkeit im Vergleich mit anderen Energietechnologien sollte nicht mit Bezug auf die fossilen Energieträger gefordert werden, deren Gebrauch mittelfristig deutlich einzuschränken ist. Der Bezugspunkt sollte die Bemühung um Erreichung einer nach-fossilen Ära der Energiebereitstellung sein. Die Investitions- und Stromgestehungskosten sollten daher in einer ökonomischen und ökologischen Gesamtrechnung nicht größer sein als diejenigen, die man für die wesentlichen regenerativen Energieträger erwartet. Ebenso muß der Vergleich mit Maßnahmen zur Energieeinsparung und zur Verbesserung der Energieeffizienz durchgeführt werden.

Die Förderung von neuen Energietechnologien sollte nicht allein von einer Prognostizierung eines stetig wachsenden weltweiten Energiebedarfs abhängig gemacht werden, sondern auch von der Wirkung verschiedener Maßnahmen auf eine Eindämmung dieser Entwicklung. Dabei müssen auch Aussagen überprüft und gewichtet werden, die Prognosen über mögliche zukünftige Anteile von Energietechnologien auf dem Energiemarkt zum Gegenstand haben. Die zum Teil sehr spezifische Einsatzfähigkeit und Verfügbarkeit von Energietechnologien muß dabei Berücksichtigung finden. Im Prinzip müßte für eine schlüssige Bewertung dieser energiewirtschaftlich dominierten Aspekte eine wohlkonturierte Konzeption für eine nachhaltige Energiewirtschaft der Zukunft vorausgesetzt werden. Hier fällt besonders auf, daß technologieinduzierten Bewertungsansätzen klare Grenzen der Sinnhaftigkeit gesetzt sind und die Aufweitung zu einer problemorientierten Sichtweise unabdingbar ist. (Das Risiko muß eingegangen werden, daß hier auf einige wesentliche Fragen heute keine schlüssigen sondern nur vage Antworten gegeben werden können. Diese Vagheit kann aber ebenfalls eine wesentliche Bestimmungsgröße darstellen.)

#### 8. *Beitrag zur Erreichung von Klimaschutzzielen*

In diesem Zusammenhang ist auch der tatsächlich erwartbare Beitrag zur Erreichung von Klimaschutzzielen (beispielsweise Reduktion der CO<sub>2</sub>-Emissionen) von hoher Bedeutung. Er muß in Konkurrenz zu denjenigen Beiträgen durch die mögliche Installierung anderer Energietechnologien — insbesondere erneuerbarer Energiequellen — überzeugend sein; dies auch hinsichtlich der spezifischen Kosten.

Ein wesentlicher und nachhaltiger Beitrag neuer Energietechnologien zum Klimaschutz ist nur dann ernsthaft zu erwarten, wenn die Länder mit dem größten „Energiehunger“, der für das nächste Jahrhundert (wenn auch nicht quantitativ eindeutig, aber doch von der Tendenz her unabweisbar) prognostiziert wird, an der Technologienutzung partizipieren können. Wenn nicht absehbar ist, daß die großen aufstrebenden Länder, wie China oder Indien, neue innovative Energietechnologien ebenfalls nutzen können, also der Einsatz nur auf den Kern der potenten Industrieländer beschränkt bleibt, kann kaum von einer durchgreifenden positiven Wirkung auf die Klimaproblematik gesprochen werden.

#### 9. *Kulturverträglichkeit*

Nukleare Großtechnologien, die bislang genutzt werden, stehen vor dem Dilemma ihrer hohen Komplexität. Sie ist einerseits nötig, um einen sicheren und effektiven Betrieb von Anlagen zu gewährleisten, andererseits führt dies zu nicht vollständig übersehbaren möglichen Unfallsequenzen, die über das im voraus Bedenkbare hinausgehen. Ein Ausweg aus dem Dilemma kann prin-

ziell nur über eine drastische Senkung des Risikopotentials, eine durchgängige Orientierung an Prinzipien inhärenter Sicherheit und eine Komplexitätsreduktion im Hinblick auf die Sicherheitsproblematik durch Orientierung an dem Prinzip der Fehlerfreundlichkeit gelingen.

Hier stellt sich ansonsten die Frage nach der Kulturverträglichkeit von Energietechnologien. Die technische Handhabbarkeit muß gewährleistet werden können auch im Hinblick auf eine gesellschaftliche Akzeptabilität, die mindestens eine prinzipielle Durchschaubarkeit der technischen Einrichtungen und Sicherheitsvorkehrungen durch nicht direkt beteiligte Experten und insbesondere auch Nicht-Experten und Nutzer, sowie die Transparenz energiewirtschaftlicher und umweltrelevanter Konsequenzen voraussetzt. Stellt sich diese Problematik bereits in den hochentwickelten Industrieländern, so erhält sie besonderes Gewicht, wenn an den Transfer von solchen Technologien in bislang weniger industrialisierte Länder gedacht ist, in denen keine von der Technologie erforderlich gemachte spezifische technisch-ökonomische „Kultur“ — auch nicht im Bereich der Experten — vorausgesetzt werden kann. Nur wenn ersichtlich ist, daß Bedingungen geschaffen werden können, die einen globalen Technologietransfer ermöglichen, wären kostspielige Investitionen im Hinblick auf weltweit zu lösende Probleme, wie die Klimaproblematik, nachvollziehbar und vermittelbar.

#### 10. *Demokratieverträglichkeit*

Die Auswirkungen auf Strukturen weltweiter wissenschaftlich-technischer Kooperation bzw. Abhängigkeitsverhältnisse ist mitzubedenken. Eine Situation, in der etwa nur ein weltweit agierendes internationales Firmenkonsortium in der Lage wäre, dringend erforderliche Hochtechnologie auf dem grenzenloser werdenden Energiemarkt — quasi konkurrenzlos — anzubieten, muß schlüssig vermeidbar erscheinen. Eine solche nicht wünschenswerte Entwicklung erscheint nicht gänzlich abwegig zu sein, zeigt es sich doch, daß, wenn überhaupt, nur durch die Zusammenarbeit der finanzkräftigsten hochindustrialisierten Nationen in gemeinsam abgestimmten Projekten bestimmte neue Nukleartechnologien überhaupt erst wissenschaftlich und technisch demonstriert werden können.

Die Einführung neuer Technologien muß auch in einem offenen und transparenten innergesellschaftlichen Prozeß erfolgen können. Dafür gibt es von der technologischen Blickrichtung allein natürlich keine Garantie, aber es sollte ersichtlich werden, wie die den technologischen Entwicklungsprozeß mitbestimmenden gesellschaftlichen Strukturen wirksam werden, ob sie für unterschiedliche Technologien unterschiedliche Aussichten auf demokratische Gestaltungs- und Entscheidungsprozesse erwarten lassen. Die etwaige Einführung neuartiger fortgeschrittener Nuklearsysteme müßte jedenfalls entsprechende demokratische Entscheidungsstrukturen mit Einbeziehung der Öffentlichkeit voraussetzen. Dies betrifft bereits den Bewertungsprozeß anhand der hier vorgeschlagenen Kriterien. Beispielsweise ist es wesentlich, in welcher Weise über die Definition von Betrachtungsgrenzen, die für das Kriterium der Katastrophenfreiheit große Bedeutung haben, entschieden wird.

Da die Erfahrung mit Technologienutzung gezeigt hat, daß der Nutzen und die Folgen grenzüberschreitend sein können, sollte berücksichtigt werden, daß Normensysteme unterschiedlicher Gesellschaften betroffen sein könnten. Respekt vor der Vielfalt der Kulturen ist einzufordern, z. B. in einer Weise, daß erkennbar ist, ob die Einführung von betrachteten Technologien notwendig in Konflikt mit kultureller Vielfalt gerät. Die Wechselwirkung von Technologie und Gesellschaft(en) muß so in den Blick geraten. Hier besteht bei modernen Technologieentwicklungen häufig auch ein Sprachproblem: die Benennbarkeit oder Nicht-Benennbarkeit von technologisch-sozialen Zusammenhängen determiniert die Möglichkeit zur Partizipation.

## 11. *Gerechtigkeit*

Das Problem der Gerechtigkeit tritt bei der Entwicklung und projektierten Nutzung fortgeschrittener Energietechnologien (im nuklearen Bereich) auf, da mit unterschiedlichen Nutzern, aber auch unterschiedlichen Betroffenen von Folgen der Nutzung gerechnet werden muß, die nicht notwendig selbst gleichzeitig Nutznießer der Technologieentwicklung sind. Diese unterschiedlichen Gruppen von Betroffenen und/oder Nutzern können räumlich und zeitlich (auch über viele Generationen hinweg) weit voneinander entfernt in Erscheinung treten. Dies führt zu besonders schwerwiegenden Fragen nach der gerechten Nutzung neuer Technologien. Die möglichen Auswirkungen von Technologienutzung mit solcherart strukturierten Folgeproblemen müssen in den Blick genommen werden.

Dies kann bedeuten, daß das Recht auf Nutzung von bestimmten Technologien auch durch demokratisch strukturierte Gesellschaften in Konflikt geraten mit vitalen Interessen gesellschaftlicher Minderheiten oder außergesellschaftlicher Interessengruppen oder künftigen Generationen. Auf der anderen Seite müßte das Recht auf „Selbstbestimmung“ von Individuen oder größeren sozialen Einheiten ebenso Berücksichtigung finden.

### **Operationalisierung des Kriterienkataloges**

Der hier vorgeschlagene Kriterienkatalog ist sicher nicht auf vollständige Berücksichtigung aller diskutierbaren Aspekte zugeschnitten. Er setzt bewußt Prioritäten. Diese sind veränderbar, ebenso die konkrete Ausgestaltung der einzelnen Kriterien. Sie sind zunächst ein Angebot zur Diskussion.

Die Kriterien sind so ausgewählt, daß sich anhand dieser bewähren sollte, ob heute interessante zukunftsfähige Innovationen im Bereich nuklearer Energietechnologien vorgeschlagen werden können bzw. Entwicklungen in diese Richtung zu erwarten sind. Dabei wird bewußt eine Gestaltbarkeit der technologischen Entwürfe im Vorlauf von Forschung und Entwicklung angenommen, die ebenfalls durch die Kriterien geleitet sein könnte. Der Kriterienkatalog ist somit auch als Angebot zu sehen, die Gestaltungsspielräume in der wissenschaftlich-technologischen Entwicklung zu klären und gegebenenfalls aktiv zu befördern. Ein Ziel ist es auch, damit die Vorbereitung einer frühzeitigen, fairen und vernünftigen, gesellschaftlichen Debatte zu unterstützen.

Eine Bemerkung soll sich hier noch anschließen: Die Kriterien allein werden für praktische Zwecke innerhalb einer eingehenderen Untersuchung fortgeschrittener Nuklearsysteme nicht ausreichen. Es käme weiterhin darauf an, soweit möglich, Indikatoren für die jeweiligen Kriterien anzugeben, die eine weitgehend auch quantitative Einstufung erlauben, ob oder inwieweit die verschiedenen Anforderungen an die fortgeschrittenen Nuklearsysteme erfüllt werden können oder nicht. Einige Beispiele für solche denkbaren Indikatoren können dazu bereits jetzt angegeben werden.

Das dritte Kriterium der Katastrophenfreiheit könnte beispielsweise operationalisiert werden durch ein in [Piet 1986] eingeführtes semiquantitatives Maß. Die genauer definierten „Levels of Safety Assurance“ erscheinen geeignet, den Grad der Realisierung des Zieles der Katastrophenfreiheit für verschiedene technologische Konzepte vergleichbar angebbarmachen zu können.

Das fünfte Kriterium der Minimierung absehbarer Langzeitfolgen bezieht sich im wesentlichen auf die Frage der Gefahren, die von langlebigen radiotoxischen Nukliden in Reaktorabfällen ausgehen. In [Kirchner 1990] wurde ein Maß entwickelt, das die verschiedenen Aspekte, die im

Hinblick auf eine mögliche oder notwendige Endlagerung von Abfällen von Bedeutung sind (Nuklidzusammensetzung, Verweildauer in der Biosphäre, Transferverhalten inklusive Nahrungskette, Radiotoxizität), zusammenzufassen versucht, so daß eine sinnvolle Bewertung und Vergleichsbetrachtungen möglich werden.

Es sollte versucht werden, solche Operationalisierungsversuche auf ihre Tauglichkeit hin zu überprüfen und weitere ähnliche Indikatoren für diejenigen Kriterien aufzufinden oder zu entwickeln, wo dies sinnvoll möglich ist.

**NEXT PAGE(S)**  
**left BLANK**

## Anhang II: Empfehlungen für weitergehende Untersuchungen

TA-Untersuchungen, die über die hier vorgelegte Studie hinausgehen, sind dringlich zu empfehlen. Dem offensichtlichen Mangel, das zwar zu Nukleartechnologien, deren Realisierungshorizont weit in die Zukunft reicht, eine breitere TA-Literatur existiert (insbesondere zur Fusion), aber nicht für Systeme, die in der überschaubaren näheren Zukunft realisierbar erscheinen, muß dringend abgeholfen werden.

Weitergehende TA-Studien im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme sollten an folgenden Leitfragen orientiert werden:

- Sind qualitative Sprünge bei Sicherheit, Nachsorge, Proliferation mit fortgeschrittenen Nukleartechnologien erwartbar bzw. nicht erwartbar und, wenn ja, unter welchen Bedingungen?
- Welche diesbezüglichen Potentiale stecken in den Konzeptentwürfen? Welche wesentlichen Risiken werden bestehen bleiben?
- Was wären „Garantien“ für die Erreichbarkeit angestrebter Fortschritte (unabhängig von Entwickler- oder Herstellerangaben)?
- Wie kann zur Klärung der „Risiken“ auf dem jeweiligen Weg zum Ziel, also der wissenschaftlich-technischen Entwicklungsrisiken, beigetragen werden?
- Welche Angaben zur Einschätzung von erforderlichem Aufwand (Zeit- und Finanzrahmen etc.) können gemacht werden?

Dem liegt die Annahme zugrunde, daß bei gesellschaftlichen Entscheidungen über fortgeschrittene Nuklearsysteme eine möglichst hohe Transparenz bezüglich dieser Fragen notwendig ist. Ansonsten könnte unter anderem der Eindruck entstehen, daß im Hinblick auf mögliche Lösungspotentiale fortgeschrittener Nuklearsysteme unhinterfragte technologische Optionen in die politische Kontroverse geraten. Ebenso könnten wegen Unklarheiten bezüglich des Aufwandes für die Verwirklichung unterschiedlicher technologischer Optionen Fehlentscheidungen im Bereich zukünftiger Energietechnologien gefällt werden. Das Ziel wäre, die Frage der Akzeptabilität der technologischen Entwicklungsprodukte — und des Weges dorthin — offen diskutierbar zu machen.

Die Wirtschaftlichkeit fortgeschrittener Nuklearsysteme erheben wir nicht in den Rang eines herausragenden Kriteriums. Potentielle Betreiber von Nuklearanlagen werden sich demgegenüber besonders nach Wirtschaftlichkeitsaspekten richten; die gesellschaftliche Akzeptabilität wird sich eher anhand der oben genannten Hauptkriterien entscheiden. Ökonomische Kriterien sind besonders relative Betrachtungsgrößen, insbesondere wenn man bedenkt, daß die Realisierung fortgeschrittener Nuklearsysteme teilweise noch Jahrzehnte in Anspruch nehmen wird. Dies bedeutet auch, daß die ökonomischen Rahmenbedingungen für denkbare zukünftige Nuklearsysteme noch als weitgehend offen zu betrachten sind. Ebenso entwickeln sich z. Z. neuartige fiskalische Rahmenbedingungen, die voraussichtlich mit dafür sorgen werden, daß rein ökonomische Betrachtungen alter Art demnächst obsolet sein könnten. Ob und, wenn ja, welche Energietechnologien dabei einen Startvorteil vor anderen erhalten könnten, ist z. Z. noch nicht klar absehbar. Gleichwohl haben wirtschaftliche Kriterien im Rahmen einer anzustrebenden ökologisch-ökonomischen Gesamtrechnung durchaus einen gewichtigen Stellenwert in dem von uns vorgeschlagenen Kriterienraster.

Weitergehende TA-Untersuchungen zu fortgeschrittenen Nuklearsystemen sollten sich grundsätzlich an dem im Anhang I vorgeschlagenen Kriterienkatalog für eine prospektive Technikbewertung orientieren. Dabei sind selbstverständlich gewisse Abweichungen von dem hier vorge-

legten Kriterienentwurf denkbar. Jedenfalls sollte ein möglichst breiter Konsens zwischen allen an einem zukünftigen TA-Prozeß Beteiligten in einer ersten Projektphase erreicht werden, um klare Voraussetzungen für die wesentlichen Aspekte der Untersuchungen zu schaffen. Als Grundlage für solche Untersuchungen kann dienen

- TA-relevante Literatur, wie in dieser Studie bereits vorgestellt;
- Detailanalysen zu bestimmten Aspekten des Kriterienrasters;
- gezielte Expertenbefragungen,
- ergänzt durch speziellerer Untersuchungen zu Einzelfragen.

Für solche TA-Untersuchungen kämen vier prinzipiell unterschiedliche Varianten in Betracht.

#### **VARIANTE A:      Prinzipielle tiefergehende Betrachtung fortgeschrittener Nuklearsysteme im Vergleich**

Als Basis für eine umfassende Studie wäre der hier in Anhang I vorgelegte Kriterienkatalog heranzuziehen. Damit wäre auch ein Zielhorizont für die Weiterentwicklung fortgeschrittener Nuklearsysteme präzisiert. Der Kriterienkatalog müßte gegebenenfalls im Bearbeiterteam weiterentwickelt werden. Insbesondere sollten, soweit möglich, Indikatoren für die Erfüllung bzw. Nichterfüllung der elf Kriterien aufgefunden oder definiert werden, wie am Ende von Anhang I.2 beispielhaft für zwei Kriterien skizziert.

Ein kriteriengeleiteter Vergleich der verschiedenen technologischen Optionen im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme könnte auf dieser Grundlage erfolgen. Solch eine umfassende Studie kann aus Praktikabilitätsgründen nur für eine begrenzte Anzahl von Systemen durchgeführt werden. Auf der Basis der hier vorgelegten Voruntersuchung schlagen wir vor, folgende Systeme auszuwählen: Referenz-DWR oder EPR, HTR, PIUS, EA, ATW, Fusion. Die systemspezifisch formulierten Fragestellungen, die in der nachfolgend beschriebenen Variante C formuliert sind, müßten hier mit einbezogen werden. Eine vergleichende Bewertung anhand der Kriterien schlosse sich an. Darüber hinaus könnte an die Erarbeitung von Gestaltungsleitlinien für die Weiterentwicklung einiger ausgewählter Systeme gedacht werden.

Ein zusätzlicher wesentlicher Untersuchungsgegenstand sollte der Quervergleich mit anderen nicht-nuklearen Energietechnologieoptionen sein. Von besonderer Bedeutung wäre der Vergleich mit langfristig entwickelbaren Regenerativen (Realisierungschancen und -zeiträume, Potentiale, Kosten, etc.).<sup>60</sup> Hierzu müßte der Kriterienkatalog weiter modifiziert werden, um die Spezifika des erweiterten Spektrums betrachteter Energiesysteme angemessen in den Blick nehmen zu können. In diesem Zusammenhang sollte auch die übergeordnete Frage nach dem geforderten Qualitätssprung bei Nuklearsystemen, um einerseits eine gesellschaftlich akzeptable Technologie und zum anderen einen ausreichenden Ersatz für fossile Energieträger zu liefern, bearbeitet werden.

---

<sup>60</sup> Vergl. bspw. [STOA 1996].

**VARIANTE B: Untersuchungen zu übergreifenden Fragestellungen**

Hier wäre eine Auswahl von einigen wenigen Kriterien des vorgeschlagenen Katalogs vorzunehmen, um zu einer auf herausragende Aspekte des Entwicklungspotentials beschränkte Untersuchung zu kommen. Von besonderer Bedeutung sind unserer Ansicht nach die Kriterien 3, 4 und 5. Daher schlagen wir drei darauf bezogene Untersuchungen zu systemübergreifenden Fragestellungen vor:

1. Das Potential einiger fortgeschrittener Nuklearsysteme im Hinblick auf das Ziel der **Katastrophenfreiheit** wäre genauer zu untersuchen.

Hier wäre zunächst der Begriff der Katastrophenfreiheit eindeutig und klar zu definieren. Uns ist dabei ein deterministisches Grundverständnis sehr wesentlich. Gleichwohl muß eine vernünftige und operationable Betrachtungsgrenze eingeführt werden. Auf dieser Basis sind dann störfallorientierte Analysen für bestimmte Systeme möglich. Aus der Palette der fortgeschrittenen Nuklearsysteme schlagen wir vor für diese Betrachtung auszuwählen: EPR, HTR, PIUS, PRISM, EA, ATW, Fusion.

Bei dieser an der Anlagensicherheit orientierten Analyse müßten auch die Erfahrungen mit bisheriger Praxis der Gewährleistung bzw. kritischen Analyse von Anlagensicherheit einbezogen werden. Diese Praxiserfahrungen sollten in Verbindung gebracht werden mit Konzeptentwicklungen für die Zukunft. Auch das Verfahren der PSA wird hier ihren Stellenwert haben. Allerdings sollte berücksichtigt werden, daß auch PSA-Experten gelegentlich betonen, daß dabei abgeleitete absolute Zahlenwerte immer wieder problematisch erscheinen müssen, insbesondere dann, wenn anlagenspezifische Inputdaten aus dem Betrieb von Anlagen fehlen.

2. Das Proliferationsrisiko bzw. der Grad der erreichbaren **Proliferationsresistenz** wäre für einige interessante oder erfolgversprechende Systeme bzw. Brennstoffe im Detail vergleichend zu untersuchen.

Wesentlich wäre eine vergleichende Analyse für die folgenden Systeme/Brennstoffe: Referenz-DWR (mit/ohne MOX-Pfad), HTR, PIUS, PRISM, RTR, EA, ATW, MCF, ICF. Besonderes Augenmerk sollte dabei gerichtet werden auf

- neue Brennstoffe (Thorium, Tritium)
- neue Technologien (Beschleuniger, Wiederaufarbeitungs-Technologien, ICF, Laserisotopentrennung).

Eine Reihe von übergeordneten Problemkreisen sollte beachtet werden:

- zivil-militärische Ambivalenz nuklearer Technologien,
- Möglichkeiten und Grenzen von Safeguards-Systemen,
- Endlagerfähigkeit von Nuklearabfällen, die Waffenstoffe enthalten.

3. Analyse und Vergleich der Lösungsansätze für die **Nachsorge und Abfallbehandlung**

Die Klärung der Nachsorgeerfordernisse (auch nuklidspezifisch) für verschiedene Systeme halten wir für wesentlich, z. B. für Referenz-DWR, HTR, (RTR), EA, ATW, Fusion. Transparente und nachvollziehbare Aussagen für einen Vergleich sollten erarbeitet werden. Eine sehr wesentliche Aufgabe wäre die Analyse der technischen Möglichkeiten zur Reduktion der Nachsorgeproblematik. Hierbei wäre insbesondere ein Vergleich von Endlagerungstechnologien (direkt) gegenüber Transmutationskonzepten durchzuführen, also insbesondere ein detaillierter Vergleich der Prozeßketten direkte Endlagerung versus Partitioning & Transmutation. Dabei muß Berücksichtigung finden:

- Analyse der technischen Notwendigkeiten und Hindernisse auf dem Weg zur Verwirklichung
- Einschätzung der technischen Machbarkeit, der Aussichten für Problemlösungen und der verbleibenden Risiken
- Bewertung der radiotoxischen Gefahrenpotentiale und ihre Reduktion im Zeitverlauf
- Bewertungen unter realistischer Annahme von spezifischen Endlagermedien, Mobilität von Nukliden, etc.
- Bewertung von Optionen zur Behandlung/Beseitigung existierender waffenfähiger Nuklide
- Beurteilung der Potentiale zur Behandlung bereits existierender Nuklearabfälle.

Einige systemspezifisch formulierte Fragestellungen der nachfolgenden Variante C wären jeweils mit einzubeziehen.

#### **VARIANTE C:       Eingehendere Untersuchungen zu einzelnen Systemen**

Für verschiedene fortgeschrittene Nuklearsysteme könnten spezifische grundlegende Einzelfragen untersucht werden.

##### **1. Fortgeschrittene Spaltreaktoren:**

- Für den EPR: Welcher Sicherheitsvorteil gegenüber dem Referenz-DWR kann ernsthaft reklamiert werden? Kann das ökonomische Potential durch eine unabhängige Analyse geklärt werden?
- Für den AP600: Wie sind die unterschiedlichen Aussagen zur Anlagensicherheit gemäß PSA zu erklären? Welche Schlußfolgerungen sind daraus zu ziehen?
- Für den CANDU-3: Sicherheitsrisiken scheinen mit bereits existenten DWR vergleichbar – ist das nachweislich?
- Für HTR und PIUS: Sind signifikante Fortschritte gegenüber der Weinberg-Debatte der achtziger Jahre („inhärente Sicherheit“) erkenntlich? Warum ging und geht die Entwicklung nicht voran? Sind es ökonomische, technische oder institutionelle Gründe? Kann eine grundsätzliche Einschätzung der Vorteile und fortbestehender Nachteile „innovativer“ Spaltreaktoren im Sinne des Kriterienrasters (Schwerpunkte: Sicherheit, Nachsorge, Proliferationsresistenz) gegenüber dem Referenz-DWR vorgenommen werden?

##### **2. RTR stellvertretend für Thorium-Brennstoff:**

- Klärung des Uran-233/Uran-232-Problems (wesentlich ebenfalls bei EA-Konzept): die Frage, inwiefern Spuren von Zerfallsprodukten des Uran-232 die Waffentauglichkeit des Uran-233 tatsächlich einschränken, wird kontrovers diskutiert. Hierzu wäre eine detaillierte Unter-

suchung und Diskussion im Hinblick auf Konzepte, die einen Thorium-Uran-Brennstoff einsetzen, notwendig.

- Weitere Fragen zur angestrebten Proliferationsresistenz (vergl. Kapitel 4.6) und zum Proliferations-Toxizitäts-Dilemma: bei Thorium-Brennstoffen nimmt mit steigendem Abbrand die Proliferationsresistenz (durch den Aufbau von Uran-232 und dessen Zerfallsprodukten) zu, gleichzeitig steigen jedoch auch die Nachsorgeerfordernisse des bestrahlten Brennstoffes (insbesondere durch den Aufbau von Protactinium-231). Dieses Dilemma müßte in quantitativer Weise untersucht werden.

### 3. Beschleunigergetriebene Systeme/Hybride:

- Qualitative und insbesondere auch quantitative Bestimmung möglicher Vorteile unterkritischer Systeme zu schnellen oder thermischen kritischen Reaktoren.
- Ist etwa der Vorteil langfristig nur die Neutronenökonomie durch Spallation? (Produktion von spaltbaren und fusionsfähigen Materialien für den Reaktor selbst, für andere Reaktoren (oder auch für militärische Zwecke)?)
- Welche prinzipiellen technologischen Begrenzungen des Potentials der ADS-Maschinen ist zu erwarten? (bzgl. Sicherheitsvorteile, Nachsorgevorteile, Proliferation)
- Eingehendere Bewertung der Anlagensicherheit, z. B.:
  - Sind wesentliche sicherheitstechnische Vorteile zu schnellen, flüssigmetallgekühlten Reaktoren nachweislich?
  - Wie groß ist der Vorteil der Unterkritikalität?
  - Sind potentiell auftretende Überreaktivitäten ausgleichbar und, wenn ja, wie?
  - Wie klärt sich der Widerspruch zwischen gewünschter Unterkritikalität weit unterhalb von  $k=1$  und ökonomischer Erfordernis  $k$  nahe 1?
  - Untersuchung anfälliger Kontroll- und Steuerungsmechanismen, die offenbar notwendig sind. Eingehende Untersuchung zu vorgeschlagenen Kühlkreisläufen und -medien.
- Eingehende Bewertung des Potentials für Abfallvermeidung und Reduktion vorhandener Abfallmengen:
  - Auffinden limitierender Faktoren: z. B. Abtrenneffizienz der chemischen Verfahren.
  - Welche Toxizitätsminderung (gemessen woran?) ist überhaupt vorstellbar unter welchen Randbedingungen?
  - Untersuchung und Bewertung potentieller Vorteile gegenüber direkter Endlagerung.
- Untersuchung zur Proliferationsresistenz, insbesondere auch zum Thoriumzyklus (bei EA).

### 4. Fusion:

- Klärung des Potentials der Fusion (Schwerpunkte: Sicherheit, Nachsorge, Proliferation):

- Untersuchungen zur Designabhängigkeit des gewünschten Potentials (Fusion ist nicht gleich Fusion)
- Abhängigkeit von der Materialentwicklung transparent machen (Unter welchen Bedingungen sind welche gewünschten Designs realisierbar?)
- Option der neutronenarmen Fusion auf den Prüfstand stellen. (Prinzipielle Aussichten/Realisierbarkeit fortgeschrittener Brennstoffe?)
- Nachgeordnete detailliertere Fragen, z. B.:
  - Diskussion der Tritium-Problematik: Umweltfolgen, materialtechnische Folgen, Nachsorgefolgen, Proliferationsproblematik
  - Diskussion der Versuche, die wissenschaftlich-technische Machbarkeit über Großexperimente zu klären.
  - Aufklärung der zivil-militärischen Ambivalenz von ICF. (Horizontaler und vertikaler Proliferationsverstärker versus Energiemaschine des späten 21. Jahrhunderts? Oder ist der Durchbruch zu einer Energiequelle (Stichwort neutronenarme Fusion) mit Beschleunigern als Treiber eine realistische Option?)
- Übergeordnete Fragestellung: Ist der hohe und langfristige FuE-Aufwand sinnvoll und vertretbar? Unter welchen Bedingungen, was Zielfunktion und Pfadwahl angeht, und unter welchen gesellschaftlichen Randbedingungen wären große FuE-Aufwendungen akzeptabel?

#### **VARIANTE D: Analyse im Hinblick auf ein innovatives Gesamtsystem**

Bislang entstehen fortgeschrittene Nuklearsysteme zumeist auf der Basis von Erfahrungen, Vorlieben und Kompetenzen der jeweils beteiligten Wissenschaftler, Ingenieure und Institutionen. Dies führt zumeist dazu, daß nur eine recht kleine Anzahl innovativer technischer Elemente oder Komponenten ein neues Nuklearsystem auf der Basis einer bereits existierenden Grundkonzeption bestimmt. Damit sind prinzipielle Grenzen fortgeschrittener Nuklearsysteme vorgegeben. Eine große Zahl von Entwürfen, die lediglich auf dem Papier konzipiert werden, ist eine Folge.

Es wäre demgegenüber auch denkbar, gewissermaßen umgekehrt vorzugehen. Ausgehend von der Fragestellung, was ein sicherheitstechnisch robustes Nuklearsystem auszeichnen würde, das ebenfalls das Nachsorge- und Proliferationsproblem minimieren kann, könnten innovative Komponenten im Hinblick auf ein innovatives Gesamtsystem diskutiert werden. Dies würde bedeuten, bislang vorgelegte Konzeptentwürfe daraufhin zu analysieren, welche Komponenten eines Systems in Kombination mit anderen zu einem wirklich innovativen Nuklearsystem führen könnten. Damit wären im Prinzip die Grenzen und Potentiale der Entwicklung im Bereich nuklearer Systeme insgesamt ausleuchtbar.

#### **Abschätzung des Aufwandes und Präferenzen**

Abschließend wollen wir eine vorsichtige Einschätzung des notwendigen Aufwandes für die Varianten A–D vornehmen. Wir glauben, daß für die Durchführung der Variante A, je nach genauer Ausgestaltung (z. B. Anzahl untersuchter Systeme), mindestens 6 Menschjahre notwendig wären. Für die Variante B setzen wir pro übergreifende Fragestellung etwa 1,5 bis 2,5 Menschjahre an.

Die Variante C wird unserer Einschätzung nach etwa 0,5 bis 2 Menschjahre je nach Systemgruppe (aufsteigender Aufwand von RTR über fortgeschrittene Spaltreaktoren bis zu Fusion und ADS) benötigen. Bei Variante D kann eine erste Pilotstudie sinnvollerweise nur in Angriff genommen werden, wenn mindestens 2 Menschjahre angesetzt werden.

Besonders interessant wäre sicherlich die umfassende Vergleichsstudie unter Zugrundelegung des entworfenen Kriterienrasters (Variante A). Dies wäre unsere Präferenz. Allerdings ist anzunehmen, daß eine Realisierung die Möglichkeiten des TA-Programms des Schweizerischen Wissenschaftsrates allein übersteigen könnte.

Wenn die Durchführung der Variante A nicht realisierbar sein sollte, wäre unsere zweite Präferenz die hier skizzierte Variante B, die systemübergreifend einige besonders wesentliche Aspekte der technologischen Potentiale im Bereich fortgeschrittener Nuklearsysteme zur genaueren Untersuchung empfiehlt. Der Vorteil der Variante B besteht u. a. auch darin, daß nicht alle drei ausgewählten Hauptfragestellungen parallel untersucht werden müßten, sondern auch zeitlich versetzt oder im Verbund mit weiteren Auftraggebern durchgeführt werden könnten. Als mögliche Partner bei der Vergabe von entsprechenden TA-Studien könnten angesprochen werden:

- das Eidgenössische Bundesamt für Energie,
- das STOA-Programm des Europäischen Parlaments (Scientific and Technological Options Assessment),
- TA-relevante Anteile des EURATOM-Programms der Europäischen Kommission,
- parlamentsnahe TA-Programme von EU-Mitgliedsländern. (So könnte beispielsweise auf Anregung des Ausschusses für Bildung, Forschung und Technikfolgenabschätzung des Deutschen Bundestages das Büro für Technikfolgen-Abschätzung beim Deutschen Bundestag (TAB) aktiv werden.)

Variante C steht in der Gefahr, übermäßig technologieinduzierte Studien auf den Weg zu bringen. Daher geben wir dieser Variante die schwächste Präferenz. Gleichwohl sind unter Variante C aufgelistete Fragestellungen auch relevant für die Bearbeitung der anderen angegebenen Varianten. Theoretisch denkbar wäre natürlich auch eine spezifische Mischung der drei Varianten A, B und C, für die dann allerdings ein hoher Aufwand nötig wäre.

Bei Variante D würde der Aspekt der Gestaltung der wissenschaftlich-technologischen Entwicklung besonders deutlich. Dies wäre interessant, würde aber vermutlich den Rahmen einer typischen TA-Studie sprengen.

## Anhang III

### III.1 Kleines Kompendium: Kernreaktoren

Auf den folgenden Seiten sollen die wesentlichen in der Studie verwendeten (und dort nicht genauer erläuterten) Begriffe, Konzepte und physikalischen Phänomene diskutiert werden. Dabei wird insbesondere versucht, falls möglich und sinnvoll, durch Gegenüberstellung unterschiedlicher Konzepte, die jeweiligen Charakteristika zu verdeutlichen.

**Abbrand:** Um den Ausnutzungsgrad eines Brennstoffes zu beschreiben, wird die Größe des Abbrandes eingeführt. Der Abbrand gibt die Energiemenge an, die pro Brennstoffmasse gewonnen wurde. Gebräuchliche Einheiten sind MWd (oder GWd) pro Kilogramm (oder Tonne) Schwermetall.

Ein Abbrand von bspw. 30 MWd/kg bedeutet also, daß ein 3 GWth-Reaktor pro eingesetzter Tonne Schwermetall-Brennstoff 10 Tage betrieben wurde. Bezogen auf die typischen 100 Tonnen Gesamtbrennstoffmasse, ergibt sich eine Betriebsdauer von 1000 Tagen, also ca. 3 Jahren.

Da bspw. bei der Bestrahlung von Uran mit (aus Spaltprozessen gewonnenen) Neutronen zunächst Plutonium-239 und aus diesem weitere Plutonium-Isotope produziert werden, ist der Abbrand mit der Zusammensetzung des Plutoniums korreliert: je niedriger der Abbrand, um so höher der Anteil des Plutonium-239. Sog. Waffenplutonium liegt bei einem Abbrand von unter 5 MWd/kg vor. Als Reaktorplutonium wird eine Plutoniumzusammensetzung bezeichnet, die bei einem Abbrand zwischen 30 und 50 MWd/kg resultiert.

**Aktinide:** Die Gruppe der Aktinide, eine Nebengruppe des Periodensystems, umfaßt alle Elemente von Actinium (Kernladungszahl 89) bis Lawrencium (Kernladungszahl 103), insbesondere also auch die typischen Reaktor-brennstoffe Thorium, Uran und Plutonium (Kernladungszahlen 90, 92 und 94).

Der Begriff der Aktiniden wird in bezug auf Kernbrennstoffe im allgemeinen verwendet, um zwischen dem Anteil der Schwermetalle (Uran, Plutonium, etc.; also den Aktiniden) und den entstehenden Spaltprodukten bzw. den vorhandenen Strukturmaterialien zu unterscheiden.

**Aktivität, Dosis und Radiotoxizität:** Um Aussagen über das Gefährdungspotential von nuklearen Materialien machen zu können, müssen verschiedenartigste Größen eingeführt und miteinander verknüpft werden. Einerseits werden Größen benötigt, die das emittierende Material beschreiben (bspw. die Aktivität); andererseits Größen, die die Wirkung der emittierten Strahlung im absorbierenden Material beschreiben (bspw. die Äquivalentdosis). „Schwierigkeiten“ ergeben sich, wenn ein Zusammenhang zwischen diesen Größen hergestellt werden soll; wenn also danach gefragt wird, welche Quelle unter welchen Umständen zu welcher Dosis führt. Und schließlich ist auch der Zusammenhang zwischen Dosis und biologischer Wirkung nicht unumstritten.

- **Aktivität:** Die Aktivität  $A$  einer Quelle gibt die Anzahl der Zerfälle pro Zeiteinheit an; die Einheit der Aktivität ist das Becquerel [Bq] mit  $1 \text{ Bq} = 1 \text{ sec}^{-1}$ ; eine weitere traditionelle Ein-

heit der Aktivität ist das Curie [Ci] mit  $1 \text{ Ci} = 3.7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$ , wobei 1 Ci der Aktivität vom 1 Gramm Radium entspricht. Bei Normierung der Aktivität auf die Masse der Quelle spricht man von der spezifischen Aktivität  $a$  des Materials: es gilt  $a = A/m_Q$ .

- **Dosis:** Die von einem Material (der Dichte  $\rho$ ) absorbierte Dosis  $D$  ist proportional zu der pro Volumeneinheit deponierten Energie; per Definition gilt:  $D = E/(\rho V) = E/m_A$ . Die Einheit der Dosis ist das Gray [Gy] mit  $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$ .
- **Äquivalentdosis:** Der einfache Dosisbegriff ist nicht ausreichend, um die biologische Wirkung der absorbierten Strahlung (bspw. auf menschliches Gewebe) zu beschreiben. Hierzu muß weiterhin berücksichtigt werden, wie stark der Energieverlust der Strahlung pro Weglänge ist: an dieser Stelle kommt der mikroskopische Aufbau des Gewebes zum Tragen, da letztlich nicht nur entscheidend ist, wieviel Energie insgesamt deponiert wird, sondern auch, ob der Energieverlust pro Zelle vergleichsweise hoch oder niedrig ist, d. h. ob und wie stark einzelne Zellen durch ein einfallendes Teilchen geschädigt werden. Dies soll durch den empirisch ermittelten Qualitätsfaktor (QF) erfaßt werden: während der Beta- und Gamma-Strahlung ein QF von 1 zugeordnet wird, gilt bspw. für Alpha-Strahlung  $\text{QF} \approx 20$ . Die damit korrigierte sog. Äquivalentdosis  $\text{DE} = \text{QF} \cdot D$ , die jetzt näherungsweise ein Maß für die Schädigung des Materials bzw. des Gewebes darstellt, hat ebenfalls die Einheit [J/kg]; sie wird zur Unterscheidung allerdings in Sievert [Sv] oder [rem] angegeben:  $1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg} = 100 \text{ rem}$ . Es muß jedoch darauf hingewiesen werden, daß der Zusammenhang zwischen Dosis und Wirkung insbesondere für niedrige Strahlendosen in der Fachwelt immer noch umstritten ist. Während einerseits die Existenz von Schwellendosen postuliert wird (d. h. keine Wirkung unterhalb des Schwellenwertes dank biologischer Reparatureffekte), wird mittlerweile von allen zuständigen internationalen Organisationen angenommen, daß der Zusammenhang zwischen Dosis und Wirkung im Bereich schwacher Dosen (wenigstens) linear ist. Dieses Konzept (linear-no-threshold) wurde 1991 von der *International Commission on Radiation Protection* (ICRP) offiziell verankert, wobei gleichzeitig strengere Grenzwerte empfohlen wurden:  $20 \text{ mSv/a}$  ( $2 \text{ rem/a}$ ) für beruflich strahlenexponierte Personen und  $1 \text{ mSv/a}$  ( $0.1 \text{ rem/a}$ ) für Personen der allg. Bevölkerung [ICRP 1991]. Die sog. Hintergrundstrahlung, die sich aus kosmischen, terrestrischen und zivilisatorischen Anteilen zusammensetzt, führt zu einer Belastung von  $2\text{--}5 \text{ mSv/a}$  ( $0.2\text{--}0.5 \text{ rem/a}$ ) pro Person.
- **Kollektivdosis:** Die Kollektivdosis entspricht der totalen Dosis, die von einer Bevölkerungsgruppe bestehend aus  $n$  Personen insgesamt absorbiert wurde. Die mittlere Strahlenbelastung einer Person ergibt sich demnach nach Division durch die Anzahl der exponierten Personen. Dem Konzept der Kollektivdosis liegt a priori die Annahme eines linearen Zusammenhangs zwischen Dosis und Wirkung zugrunde. Die Kollektivdosis wird üblicherweise in [man-Sv] angegeben.

Wie bereits oben angedeutet, führt insbesondere (auch) die Herstellung eines Zusammenhangs zwischen der Art und Aktivität einer Quelle und der von einer exponierten Person erfahrenen Dosis, zu methodischen Schwierigkeiten. In den hierzu notwendigen Modellrechnungen sind unter anderem der Freisetzungsmechanismus und das Umweltverhalten des Stoffes zu berücksichtigen.

Soll also bspw. die Toxizität eines nuklearen Brennstoffs bestimmt werden, so ist insb. das Emissionsszenario anzugeben (Freisetzung während des Reaktorbetriebs, Freisetzung während der Wiederaufarbeitung mit einem Alter des Brennstoffs von ca. 10 Jahren, Freisetzung aus dem Endlager, o. ä.), da dies die aktuelle Nuklidzusammensetzung festlegt. Desweiteren gehen Annahmen über das Umweltverhalten (Ausbreitung in Atmosphäre, Wasser, Transfer-Raten in der

Nahrungskette, usw.) und die eigentliche Aufnahme (Inhalation und Ingestion) des Stoffes in die Berechnung ein.

**Bindungsenergie:** Die Bindungsenergie ist definiert als die Energie, die aufgebracht werden muß, um alle Kernbausteine (Protonen und Neutronen) eines Atomkerns von diesem abzutrennen und unendlich weit voneinander zu entfernen. Oder umgekehrt formuliert: die Masse eines Atomkerns ist geringfügig kleiner als die Summe der Massen seiner einzelnen Kernbausteine. Dieser sog. Massendefekt entspricht (wg.  $\Delta E = \Delta m c^2$ ) gerade der Bindungsenergie.

Mit wachsender Anzahl von Kernbausteinen wächst auch die totale Bindungsenergie des Kerns, das Verhältnis von Bindungsenergie zur Anzahl Nukleonen ist jedoch keineswegs konstant. Die Bindungsenergie pro Nukleon erreicht vielmehr ein Maximum bei der Massenzahl  $A = 56$ . Eine Netto-Energiefreisetzung ergibt sich daher für zwei verschiedene Situationen: Verschmelzung (Fusion) von sehr leichten Kernen mit  $A \ll 56$  oder Spaltung eines schweren Kerns mit  $A \gg 56$  in zwei (oder mehr) Bruchstücke ( $\rightarrow$  Spaltprodukte).

**Borierung des Kühlwassers:** Das Isotop Bor-10, das mit einer Häufigkeit von 20% im natürlichen Bor vorliegt, hat die Eigenschaft, langsame (thermische) Neutronen mit hoher Wahrscheinlichkeit einzufangen, d. h. an den Atomkern zu binden. Durch eine Zugabe von Borsäure zum Kühlmittel kann daher der Neutronenhaushalt in einem Kernreaktor reguliert werden. Je nach Konzentration des Bors werden mehr oder weniger Neutronen im Kühlmittel absorbiert, wodurch die Zahl der Neutronen festgelegt wird, die (bei Erreichen des nächsten Brennstabes) für eine Aufrechterhaltung der Kettenreaktion zur Verfügung stehen.

**Brennelement:** Ein typisches Brennelement faßt eine größere Anzahl von Brennstäben zu einer regelmäßigen Anordnung zusammen. Das Brennelement garantiert unter anderem den vorgesehenen Brennstab-Abstand und stellt in der Praxis die kleinste Brennstoffeinheit dar. Der Reaktorkern selbst besteht wiederum aus einer größeren Anzahl von Brennelementen. Insb. westliche Designs haben einen quadratischen Querschnitt, russische WWER-Elemente hingegen ein hexagonalen Querschnitt. Einige Positionen des Brennelements werden i. d. R. nicht mit Brennstäben besetzt, da diese für andere Zwecke vorgesehen sind (Steuerstäbe, Abschaltstäbe oder zusätzliche Kühlwasserkanäle).

**Brennstofftypen:** Die Brennstoffe, die insb. in den Anfängen der zivilen Nutzung der Kernenergie miteinander konkurrierten, sind (1) mit schwerem Wasser moderiertes Natur-Uran und (2) mit gewöhnlichem Wasser moderiertes schwach angereichertes Uran. Dabei war zunächst durchaus offen, welche Strategie langfristig dominieren würde.

Insbesondere die Natur-Uran-Strategie zielte auf die anschließende Entwicklung einer Brutreaktor-Linie, die das aus dem Uran gewonnene und anschließend vom Nuklearabfall abgetrennte Plutonium als Brennstoff nutzen sollte.

Bis auf die kanadische CANDU-Reaktor-Linie (CANDU: canadian deuterium-uranium) basieren heute kommerziell genutzte thermische Reaktoren auf der Nutzung von schwach angereichertem Uran (LEU: low-enriched uranium), das als Uran-Dioxid ( $UO_2$ ) eingesetzt wird.

MOX-Brennstoff, kurz für Misch-Oxid-Brennstoff, wird seit den achtziger Jahren in einigen Ländern kommerziell eingesetzt und besteht aus natürlichem oder abgereichertem Uran-Dioxid

( $\text{UO}_2$ ), dem Plutonium-Dioxid ( $\text{PuO}_2$ ) beigemischt ist. Durch den Zusatz von Plutonium werden die Brennstoffeigenschaften von schwach angereichertem Uran „simuliert“. Dies ermöglicht den Einsatz von MOX-Brennstoff in ursprünglich für Uranbrennstoff ausgelegte Reaktoren. Dennoch kann aufgrund der verbleibenden Unterschiede zu LEU, bspw. aufgrund des reduzierten Anteils ( $\rightarrow$ ) verzögerter Neutronen beim Plutonium-239, nur ein Teil (25, 33, oder max. 50%) der Brennelemente mit MOX-Brennstoff bestückt werden.

Bei allen „konventionellen“ Brennstoffen wird der Verlust des spaltbaren Materials während des Betriebs durch den simultanen Aufbau eines anderen spaltbaren Materials zumindest teilweise kompensiert ( $\rightarrow$  fertile Materialien). Wird auf den Einsatz einer fertilen Matrix verzichtet, der Brennstoff also in eine sog. inerte Matrix eingebettet, so spricht man von einem inerten Brennstoff. Solche Brennstoffe sind (natürlich) nur dann sinnvoll, wenn ein Überschuß an spaltbarem Material besteht und eine Neuproduktion vermieden werden soll ( $\rightarrow$  Plutonium-Brenner). Inerte Matrizen bestehen in der Regel aus einem Material niedriger Ordnungszahl und zeichnen sich durch eine geringe Wahrscheinlichkeit für Neutronenabsorption aus (bspw. Aluminium, Magnesium oder Zirconium).

Neben festen Brennstoffen sind prinzipiell auch flüssige Brennstoffe, i. d. R. Salzschnmelzen, verwendbar; diese Brennstoffvariante wurde insb. in den Anfängen der Kernenergienutzung untersucht, ist jedoch nie über den Einsatz in Versuchsreaktoren hinausgekommen. Der entscheidende Vorteil von flüssigen Brennstoffen ist die Möglichkeit einer kontinuierlichen Brennstoffzufuhr oder allgemeiner einer kontinuierlichen Wiederaufarbeitung.

**Brutreaktoren:** Man spricht von einem Brutreaktor, falls der Reaktor durch Einsatz ( $\rightarrow$ ) fertiler Materialien mehr neuen Brennstoff erbrütet als er selbst während des Betriebs verbraucht.

Ein Leichtwasserreaktor, der mit schwach angereichertem Uran betrieben wird, kann nicht als echter Brutreaktor betrieben werden ( $\rightarrow$  Neutronenökonomie). Das sog. Konversionsverhältnis, der Quotient aus Brennstoff-Produktionsrate und Brennstoff-Verbrauchsrate, erreicht hier nur Werte von 0,6–0,8. Ein Brutreaktor hingegen erzielt ein Konversionsverhältnis von 1,0–1,3.

**Brutstoffe:**  $\rightarrow$  Fertile Materialien.

**Dosis:**  $\rightarrow$  Aktivität, Dosis und Radiotoxizität.

**Fertile Materialien:** Der Prozeß der Umwandlung eines zunächst nicht bzw. nur mit geringer Wahrscheinlichkeit spaltbaren Materials in ein (thermisch) spaltbares wird als Brutprozeß bezeichnet. Entsprechend wird das Ausgangsmaterial als Brutstoff oder fertiles Material bezeichnet, da es zur Produktion von Brennstoff genutzt werden kann. Typische fertile Materialien sind Uran-238 und Thorium-232, die (einem Neutronenfluß ausgesetzt) in die thermisch spaltbaren Materialien Plutonium-239 bzw. Uran-233 umgewandelt werden können.

**Fizzle-Yield:** Der Fizzle-Yield einer Kernwaffe entspricht der Sprengkraft, die bei einem vorzeitigen Start der Kettenreaktion (ausgelöst durch ein vagabundierendes Neutron) zum denkbar ungünstigsten Zeitpunkt, also gerade bei Kritischwerden der Anordnung, erzielt wird. Diese Situation führt zu einer minimalen Sprengkraft der Waffe, da (1) die Kettenreaktion zwar tatsächlich

ausgelöst wird, (2) das Wachstum der Neutronenpopulation jedoch vergleichsweise flach verläuft und (3) bei der sich anschließenden Expansion die Anordnung sofort wieder unterkritisch wird und die weitere Neutronenmultiplikation abbricht.

Die Wahrscheinlichkeit für einen Fizzle-Yield wird im wesentlichen über den vorliegenden Neutronenhintergrund festgelegt. Dieser wird wiederum durch Spontanspaltungen im Material erzeugt. Insbesondere Plutonium mit einem hohen Anteil von geradzahligen Isotopen ist demnach für einen Fizzle-Yield „anfällig“, der deutlich unterhalb der nominalen Sprengkraft liegen kann. In verschiedenen Arbeiten wurde jedoch gezeigt, daß bei Plutonium-Waffe einer nominalen Sprengkraft von 20 kt(TNT) immer noch eine große Wahrscheinlichkeit für das Erreichen einer hohen Sprengkraft besteht und eine Mindestsprengkraft im Bereich von 2–3 kt(TNT) erzielt wird. Durch Boosting der Waffe (→ Tritium in Kernwaffen) wird der „nachteilige“ Einfluß der vorzeitigen Zündung weiter reduziert.

**Isotopentrennung:** Als Isotopentrennung wird der Prozeß bezeichnet, bei dem die Konzentration eines Isotops (oder mehrerer Isotope) eines Elements erhöht wird. Aufgrund von Unterschieden im chemischen oder physikalischen Verhalten der Isotope wird das Ausgangsmaterial dabei in einen angereicherten Produktstrom und in einen abgereicherten Abfallstrom zerlegt.

Von besonderer Bedeutung für die zivile und militärische Nutzung der Kernenergie ist der Prozeß der Urananreicherung: hierbei wird der Anteil des Uran-235, das nur mit ca. 0.7% im Natur-Uran vorliegt, gegenüber dem dominierenden Uran-238 erhöht (→ Brennstofftypen). Da sich die Isotope des Urans chemisch quasi identisch verhalten, muß dieser Prozeß physikalische Effekte ausnutzen.

Die beiden wichtigsten Methoden zur Urananreicherung sind die Prozesse der Gasdiffusion und der Gaszentrifuge. Sie stellen ca. 90% bzw. 10% der heute installierten Anreicherungskapazität zur Verfügung. Die Gasdiffusion nutzt dabei die Tatsache aus, daß ein Gasmolekül (in diesem Fall: Uranhexafluorid  $UF_6$ ) je nach Masse unterschiedlich schnell durch eine poröse Barriere diffundiert, während in einer Gaszentrifuge die Konzentration der masseärmeren Moleküle (gegenüber den massereichereren) im Zentrum des rotierenden Zylinders größer ist als in der Peripherie. Da der sog. Trennfaktor dieser Verfahren (insbes. der Gasdiffusion) relativ gering ist, müssen zahlreiche Stufen gekoppelt werden, um signifikante Anreicherungen zu erzielen. Im Fall der Gasdiffusion sind zur Produktion von LEU ca. 1500, zur Produktion von HEU ca. 5000 Stufen notwendig.

Besonders kritisch (im Hinblick auf die verdeckte Produktion kernwaffentauglicher Materialien) müssen Fortschritte bei der Laserisotopentrennung beobachtet werden. Bedingt durch die theoretisch extrem hohe Effizienz dieses Verfahrens, sind nur wenige (< 5) Anreicherungsstufen notwendig, um bspw. waffenfähiges Uran (HEU) aus Natur-Uran zu gewinnen. Gleichzeitig ist der Raum-, und Ressourcenbedarf vergleichsweise gering, so daß eine solche Anlage evtl. unbemerkt betrieben werden könnte.

**Kernspaltung und Kernfusion:** → Bindungsenergie.

**Kernwaffentaugliche spaltbare Materialien:** Prinzipiell könnten zahlreiche Elemente mit unterschiedlichsten Isotopenzusammensetzungen als spaltbare Materialien in Kernwaffen eingesetzt werden. In der Praxis jedoch sind (auch mit erheblichem Aufwand) nur wenige Materialien in

signifikanten Mengen „produzierbar“. Die Diskussion kann hier auf die drei wesentlichen Materialien beschränkt werden:

- *Plutonium, in praktisch jeder Isotopenzusammensetzung*, „vorzugsweise“ jedoch mit einem hohen Anteil von ungeradzahligen Isotopen. Die Produktion erfolgt durch Bestrahlung von Uran, wobei durch Neutroneneinfang in Uran-238 und sukzessiven Beta-Zerfällen zunächst Plutonium-239 entsteht. Da das Plutonium anschließend in Uran und evtl. in Spaltprodukte eingebettet ist, schließt sich eine chemische Abtrennung aus den bestrahlten Brutstoffen an, z. B. also eine Wiederaufarbeitung von abgebranntem Reaktorbrandstoff.
- *Uran, hochangereichert bezüglich Uran-235*. Dieses hochangereicherte Uran (HEU) wird durch den Prozeß der Isotopentrennung zur Verfügung gestellt. Hierbei wird bspw. ausgehend von Natur-Uran das Uran-235 von 0.7% auf mind. 90% angereichert. Dieser Prozeß ist sowohl technologisch als auch energetisch extrem aufwendig. Typische Anreicherungsprozesse sind die Gasdiffusion und die Gaszentrifuge, entwickelt wird jedoch auch der (theoretisch sehr effiziente) Prozeß der Laserisotopentrennung.
- *Uran, mit einem hohen Uran-233-Anteil*. Da Uran-233 in der Natur nicht vorkommt, muß dieses Isotop (ebenso wie Plutonium) durch Kernreaktionen produziert werden. Dazu bietet sich die Bestrahlung von Thorium an: hierbei entsteht nach Neutroneneinfang im (einzigen natürlich vorkommenden Thoriumisotop) Thorium-232 und sukzessiven Beta-Zerfällen Uran-233. Es schließt sich ein chemischer Abtrennungsprozeß des Urans aus der Thorium-Matrix an.

Ohne auf die genaueren Eigenschaften der Materialien (wie kritische Masse, Neutronenhintergrund oder Wärmeproduktionsrate) einzugehen, folgen einige generelle Anmerkungen zu Brennstoffzusammensetzungen, die beim Betrieb der im Text besprochenen Reaktorkonzepte eingesetzt bzw. produziert werden:

- Die Kernwaffentauglichkeit von Uran-233 wird mittelbar durch Spuren des benachbarten Isotops Uran-232 beeinträchtigt, da dessen Zerfallsprodukte, im wesentlichen Thallium-208, extrem harte Gamma-Strahlung emittieren. Sollen beim Umgang mit diesem Material geltende Grenzwerte eingehalten werden, so sind ungewöhnlich hohe Sicherheitsvorkehrungen notwendig. Dennoch ist darauf hinzuweisen, daß die kritische Masse eines Materials mit einem hohen Anteil an Uran-233, also bspw. das aus dem EA entladene Uran, immer noch deutlich niedriger ist als die von hochangereichertem Uran (HEU).
- Aufgrund seiner vergleichsweise hohen kritischen Masse von mind. 230 kg (bei Verwendung eines Beryllium-Reflektors) wird auf 20% Uran-235 angereichertes Uran als nicht kernwaffentauglich eingestuft.
- Die Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium (RPu) wird nur durch den Neutronenhintergrund eingeschränkt. Wie an anderer Stelle erwähnt (→ Fizzle-Yield), ergeben sich daraus (noch) keine „ernsthaften“ Einschränkungen für die Verwendung des Materials in Kernwaffen. Die kritische Masse von RPu ist bei 5–7 kg angesiedelt.
- Die Plutoniumzusammensetzungen, die sich im Radkowsky-Thorium-Reaktor einstellen (Seed- und Blanket-Unit), weisen einen ungewöhnlich hohen Anteil der geraden Plutonium-Isotope auf. Die resultierenden hohen Wärme- und Neutronenemissionsraten erfordern eine (aktive) Kühlung der Anordnung bzw. führen zu einer hohen Wahrscheinlichkeit für einen (→) Fizzle-Yield.

**Moderation:** Bei der Kernspaltung entstehende Neutronen sind im Mittel sehr hochenergetisch

(ca. 2 MeV), d. h. sie haben eine hohe Geschwindigkeit. Für bestimmte Materialzusammensetzungen, unter anderem für Natur-Uran und LEU, ist das Verhältnis der Wahrscheinlichkeiten von Spaltung zu Einfang für niedrige Neutronenenergien günstiger als für hohe Neutronenenergien. Im Reaktor kann es daher vorteilhaft sein, die Neutronen abzubremesen, d. h. zu moderieren. Dies geschieht in der Praxis durch Zusammenstöße mit anderen Atomkernen, bei denen das Neutron nicht eingefangen wird, jedoch einen Teil seiner Energie an den gestoßenen Kern abgibt (Streuung). Diese Energieabgabe ist besonders effektiv, wenn der bremsende Kern etwa das gleiche Gewicht wie das Neutron besitzt. Daher ist Wasser (bzw. der darin vorkommende Wasserstoff) ein besonders guter Moderator.

Generell gilt, daß ein idealer Moderator einen großen Wirkungsquerschnitt für Streuung, jedoch einen kleinen Wirkungsquerschnitt für Absorption hat, und daß er weiterhin einen großen Energieverlust des Neutrons pro Streuung erlaubt.

Ein thermalisiertes oder thermisches Neutron ist mit seiner Umgebung im (thermischen) Gleichgewicht: in dieser Situation verliert das Neutron durch Stöße im Mittel keine Energie mehr.

**Multiplikationsfaktor und Kritikalität:** Das wesentliche Kriterium zur Beschreibung einer sich selbst erhaltenden — oder auch von außen gestützten — Kettenreaktion in einem endlichen System, das spaltbares Material enthält, ist durch den *effektiven Multiplikationsfaktor*  $k$  gegeben.

$$k = \frac{\text{Anzahl der pro Zeiteinheit durch Spaltung gewonnenen Neutronen}}{\text{Anzahl der pro Zeiteinheit durch Absorption und Leckage verlorenen Neutronen}}$$

Das  $k$  eines Systems ist abhängig von der Zusammensetzung der Materialien, von der Geometrie und den Abmessungen sowie von der im System herrschenden Temperatur. Gemäß der Definition ergibt sich aus einem  $k$  von 1 eine stationäre (d. h. zeitlich konstante) Neutronenpopulation. Diese Situation wird gerade beim Betrieb konventioneller, kritischer Reaktoren realisiert. Die dabei zulässige Toleranz, d. h. die zulässige Abweichung von  $k = 1$ , wird im wesentlichen über die mittlere Lebensdauer der Neutronen in der Anordnung festgelegt. Diese wiederum wird durch die ( $\rightarrow$ ) verzögerten Neutronen dominiert. Typischerweise darf  $k$  einen Wert von etwa 1,005 nicht überschreiten.

Bei einem  $k < 1$  versiegt die Neutronenpopulation rasch: die Kettenreaktion ist in dieser Situation nicht in der Lage, sich selbst aufrechtzuerhalten. Der Reaktor selbst heißt dann „unterkritisch“.

**Nachwärme:** Ein kleinerer Anteil der bei der Spaltung freigesetzten Energie wird erst verzögert nach dem Zerfall der (entstandenen instabilen) Spaltprodukte frei. Aus diesem Grund produziert ein Reaktor auch nach Abschalten noch Energie, die als Nachwärme bezeichnet wird. Die Nachwärme beträgt unmittelbar nach Abschalten max. 5 bis 6%, nach einer Stunde ca. 1% der thermischen Nennleistung. Auch bei diesem vergleichsweise niedrigen Leistungsniveau muß eine kontinuierliche Wärmeabfuhr gewährleistet werden.

Die Nachwärmeproblematik ist bei der Reaktorsicherheit, der Handhabung der abgebrannten Brennelemente und des Abfallmanagements sowie bei der evtl. Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffes zu berücksichtigen.

**Naturkonvektion:** Auf den Einsatz von Pumpen zur Umwälzung des Kühlmittels im Reaktor kann unter Umständen verzichtet werden, falls die Temperatur- bzw. Dichtedifferenz zwischen eintretendem und austretendem (d. h. zwischen kaltem und heißem) Kühlmittel groß genug ist und sich ein selbstständiger Umlauf des Kühlmittels einstellt. Im Gegensatz dazu ist man bei der sog. erzwungenen Zirkulation auf Pumpen angewiesen, wodurch i. d. R. die Komplexität des Systems erhöht wird und sich weitere potentielle Unfallszenarien ergeben.

**Neutronenfluß:** Der totale Neutronenfluß  $\phi$  an einem Ort entspricht der gesamten Weglänge, die alle Neutronen zusammen pro Zeiteinheit in dem entsprechenden Einheitsvolumen zurücklegen. Der totale Neutronenfluß wird in  $\text{cm}/(\text{cm}^3 \text{ s})$  angegeben; typische Werte in Kernreaktoren sind zwischen  $10^{14}$  und  $10^{15} \text{ cm}/(\text{cm}^3 \text{ s})$  angesiedelt.

**Neutronenökonomie:** Als Richtgröße zur Beurteilung der Neutronenökonomie soll an dieser Stelle die mittlere Anzahl von (schnellen) Spaltneutronen *pro Absorption* eines Neutrons im Brennstoff dienen: diese Größe, der sog. Regenerationsfaktor, wird gewöhnlich mit  $\eta$  abgekürzt und ist insb. von  $\nu$ , der mittleren Anzahl von (schnellen) Spaltneutronen *pro Spaltung* zu unterscheiden.

Bei der Diskussion von  $\eta$  ist weiterhin zu präzisieren, welche Energie das absorbierte Neutron hatte, vereinfacht also, ob es sich um ein thermisches oder um ein schnelles Neutron handelte. Insb. im Fall der thermischen Absorption, ist zu beachten, daß der  $\eta$ -Wert per Definition keine Verluste berücksichtigt, die sich während der Thermalisierung des (zunächst schnellen) Neutrons ergeben. Gemäß der Definition ist nur für  $\eta \geq 1$ , das Aufrechterhalten einer Kettenreaktion prinzipiell möglich.

Material	Thermische Neutronen		Schnelle Neutronen	
	$\nu_t$	$\eta_t$	$\nu_s$	$\eta_s$
Natürliches Uran	2,4	1,3	2,5	0,5
Schwach angereichertes Uran	2,4	1,8	2,5	0,8
Hoch angereichertes Uran	2,4	2,0	2,5	2,3
Plutonium-239	2,9	2,2	3,0	2,9
Uran-233	2,5	2,3	2,6	2,4

Tabelle A.2: Anzahl der pro Spaltung freigesetzten Neutronen ( $\nu$ ) und Anzahl der pro Absorption (im betreffenden Material) freigesetzten Neutronen ( $\eta$ ) für thermische und schnelle Energien des absorbierten Neutrons.

In Tabelle A.2 sind Zahlen für einige Uranzusammensetzungen sowie für Plutonium-239 und Uran-233 zusammengestellt; im Hinblick auf die Neutronenökonomie der verschiedenen Brennstoffe fallen folgende Punkte auf:

Sowohl für Natur-Uran als auch für schwach angereichertes Uran (LEU) ist ein Betrieb in schnellen Reaktoren, d. h. in einem schnellen Neutronenspektrum, ohne Moderation der Neutronen, physikalisch ausgeschlossen. Der Regenerationsfaktor  $\eta_t$  beträgt 0,5 bzw. 0,8, so daß das

Aufrechterhalten einer Kettenreaktion unmöglich ist.

Erst bei der Absorption thermischer Neutronen verbessert sich die Neutronenökonomie dieser Brennstoffe: für Natur-Uran gilt  $\eta_t \approx 1,3$ , für LEU gilt  $\eta_t \approx 1,8$ . Beide Brennstoffe sind demnach prinzipiell für das Aufrechterhalten einer Kettenreaktion geeignet, da (mehr als) ein Neutron für die nächste Spaltung zur Verfügung steht. Werden jedoch weitere Verluste, die sich insb. während des Abbremsens der Neutronen sowie durch Leckage ergeben, berücksichtigt, so zeigt sich, daß eine Kettenreaktion in Natur-Uran und leichtem Wasser nicht mehr möglich ist. Dies ist durch Neutroneneinfang im Wasser ( $H_2O$ ) bedingt. Aus diesem Grund muß für Natur-Uran-Brennstoff auf schweres Wasser ( $D_2O$ ) als Neutronenmoderator zurückgegriffen werden.

Sollen außerdem Neutronen für andere Aufgaben zur Verfügung stehen, so ist ein  $\eta$  deutlich über eins notwendig; diese zusätzlichen Neutronen können dann bspw. zum Brüten von neuem Brennstoff, aber auch zur Transmutation von unerwünschten Isotopen eingesetzt werden. In einem echten Brutreaktor, der den verbrauchten Brennstoff mindestens 1:1 ersetzt, ist ein  $\eta \geq 2$  notwendig.

Da im Fall von thermischen Reaktoren in jedem Fall Verluste bei der Thermalisierung zu berücksichtigen sind und die  $\eta_t$ -Werte auch bei „idealen“ Brennstoffen nur leicht über 2 angesiedelt sind, können diese nicht als echte Brutreaktoren und nur bedingt als effektive „Abfallvernichter“ fungieren. Generell sind für solche Aufgaben schnelle Reaktoren besser geeignet.

In thermischen Reaktoren ist die Neutronenökonomie für Uran-233 optimal, wobei der Unterschied zu Plutonium-239 gering ist; in schnellen Reaktoren hingegen ist Plutonium-239 allen anderen (typischen) Brennstoffen deutlich überlegen.

**Plutonium-Brenner:** Als Konsequenz des nuklearen Abrüstungsprozesses existiert heute ein Überschuß an nicht mehr „benötigtem“ Waffenplutonium (WPU). In diesem Zusammenhang hat sich erstmals die Frage ergeben, ob (spezielle) Reaktoren eingesetzt werden könnten, um dieses Plutonium besonders effizient zu verbrennen. Solche Reaktoren werden als Plutonium-Brenner (aus dem Englischen: *Plutonium-Burner* oder *Plutonium-Incinerator*) bezeichnet. In einem umfassenderen Kontext wird auch ein möglicher Einsatz von Plutonium-Brennern zur Beseitigung von Plutoniumbeständen im zivilen Bereich diskutiert.

Die Eliminierung von Plutonium-Beständen mit Hilfe von Reaktoren kann auch als eine Variante der ( $\rightarrow$ ) Transmutation ausgelegt werden.

**Prozeßwärme:** Neben der Umwandlung in elektrischen Strom ist es auch möglich, die in einem Kernreaktor entstehende Wärme unmittelbar als Prozeßwärme einzusetzen. Dies hat den Vorteil, daß auf die Umwandlung der Wärme in elektrischen Strom verzichtet werden könnte.

**Radioaktivität und Halbwertszeit:** Viele in Kernreaktoren entstehende Atomkerne sind aufgrund ihrer Zusammensetzung aus den Kernbausteinen Proton und Neutron, die im geeigneten Zahlenverhältnis zueinander vorkommen müssen, nicht stabil. Es kann daher zu einer Umwandlung dieser Atomkerne in andere kommen. Dieser Prozeß, der mit der Freisetzung von radioaktiver Strahlung verbunden ist, wird Radioaktivität genannt. Die wesentlichen Zerfallsprozesse sind: Heliumkern-Emission (Alpha-Zerfall), Elektronen-Emission (Beta-Zerfall) und Photonen-Emission (Gamma-Zerfall).

Die Rate, mit der Atomkerne eines bestimmten Isotops zerfallen, wird durch den Begriff der Halbwertszeit charakterisiert. Die Halbwertszeit entspricht der Zeit, in der die Hälfte einer vorgegebenen Menge des betrachteten Isotops (in andere Isotope) zerfallen ist.

**Radiotoxizität:** → Aktivität, Dosis und Radiotoxizität.

**Reaktivität:** Analog und äquivalent zum ( $\rightarrow$ ) Multiplikationsfaktor kann auch die Reaktivität

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

zur Beschreibung eines Reaktorzustandes herangezogen werden. Hier entspricht ein  $\rho$  von 0 gerade dem kritischen Reaktorzustand; Werte ungleich 0 sind somit ein Maß für die Abweichung des Reaktors vom stationären Zustand. Im Rahmen der Reaktorthorie zeigt sich, daß die Reaktivität die wesentliche Größe zur Beschreibung der zeitlichen Entwicklung der Neutronenpopulation darstellt.

**Reaktivitätskoeffizienten:** Um das Verhalten eines Reaktors, d. h. die Änderung der Neutronenpopulation — und somit des Leistungsniveaus des Reaktors — bei Variation bestimmter Betriebsparameter, während kurzer Zeiträume (einige wenige Sekunden) vorherzusagen, müssen die Reaktivitätskoeffizienten des Systems bekannt sein; diese legen die Änderung der Reaktivität als Funktion der Betriebsparameter (darunter die Temperatur, die Leistung, der Druck, etc.) fest. Mathematisch wird der Reaktivitätskoeffizient als die partielle Ableitung der Reaktivität nach dem entsprechenden Betriebsparameter definiert.

Man spricht bspw. von einem negativen Temperaturkoeffizienten, wenn die Reaktivität des Systems — und somit mittelbar die Leistung des Reaktors — bei steigender Temperatur abnimmt. Dieser selbst-regulierende Effekt ist notwendig, da er die Stabilität des Reaktors in bezug auf Temperaturschwankungen gewährleistet.

**Schweres Wasser und Deuterium:** In schwerem Wasser sind die beiden gewöhnlichen Wasserstoffatome des Wassermoleküls durch schweren Wasserstoff ersetzt ( $\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{D}_2\text{O}$ ). Schweres Wasser kommt mit einer natürlichen Häufigkeit von 0.015% in Wasser vor und kann über verschiedene (aufwendige) chemische Prozesse extrahiert werden.

Schweres Wasser ist insb. zur ( $\rightarrow$ ) Moderation von schnellen Neutronen geeignet: auch wenn die notwendige mittlere Anzahl von Streuungen bis zur Thermalisierung eines Neutrons für schweres Wasser höher ist als für gewöhnliches Wasser, so ist  $\text{D}_2\text{O}$  doch ein wesentlich „besserer“ Moderator, da die Wahrscheinlichkeit für den Einfang von Neutronen geringer ist. Bspw. ist der Betrieb eines Kernreaktors mit Natur-Uran-Brennstoff nur mit schwerem Wasser möglich, mit gewöhnlichem Wasser jedoch nicht ( $\rightarrow$  Brennstofftypen).

Deuterium, dessen Kern aus einem Proton und einem Neutron zusammengesetzt ist, wird aus schwerem Wasser gewonnen und kann zu militärischen Zwecken eingesetzt werden: (1) in thermonuklearen Waffen wird es zusammen mit Lithium-6 in der zweiten Stufe der Waffe (engl.:

secondary) verwendet; (2) in konventionellen Kernwaffen bzw. in der ersten Stufe einer thermonuklearen Waffe (engl.: primary) dient es zusammen mit Tritium zur Verstärkung der Neutronenpopulation (→ Tritium in Kernwaffen) und damit der Ausbeute der Spaltstoffe.

**Spallation:** Die Spallation ist neben der Kernspaltung — und prinzipiell auch neben der Kernfusion — ein weiterer nuklearer Prozeß, bei dem Neutronen freigesetzt werden. Dies geschieht, indem hochenergetische Teilchen, i. d. R. Protonen, auf ein Zielmaterial (Target) aus schweren Atomkernen, wie z. B. Blei oder Uran, geschossen werden. Bei den auftretenden Stößen und den sich daran anschließenden physikalischen Prozessen kommt es zur Freisetzung einer großen Menge an Neutronen (bspw. bis zu 30–50 Neutronen pro Proton). Da mit Hilfe von modernen Beschleunigern die Erzeugung von intensiven hochenergetischen Teilchenströmen möglich ist, steht somit ein Prozeß zur Verfügung, der es erlaubt, eine starke Neutronenquelle unabhängig (!) von der Aufrechterhaltung einer Kettenreaktion in einem (unterkritischen) Kernreaktor zu realisieren (beschleunigergetriebene Systeme). Dabei ist insb. auch von Bedeutung, daß pro erzeugtem Neutron lokal wesentlich weniger Energie deponiert wird, wodurch bei vorgegebener Maximaltemperatur des Materials höhere (→) Neutronenflüsse realisiert werden können.

**Spaltbare Materialien:** Insb. im englischen Sprachraum werden zwei unterschiedliche Termini zur exakten Beschreibung von spaltbaren Materialien verwendet: *fissile* und *fissionable materials*. Diese Unterscheidung geht im deutschen Sprachraum oftmals verloren; präziserweise sind den *fissile materials* die (auch) thermisch spaltbaren Materialien zuzuordnen, während den *fissionable materials* die (nur) schnell spaltbaren Materialien entsprechen.

Ein *fissile material* ist per Definition mit Neutronen jeder Energie spaltbar, also insbesondere mit Neutronen, die wenig (oder keine) kinetische Energie einbringen. Die Energie, die durch Bindung des Neutrons an den Kern frei wird (→ Bindungsenergie), ist bereits ausreichend, um den Spaltprozeß zu initiieren. Die prominentesten Materialien, die in die Klasse der thermisch spaltbaren Materialien fallen, sind Uran-235 und Plutonium-239.

Im Gegensatz dazu ist für ein *fissionable material* die Kernspaltung zwar möglich, jedoch für niedrige Neutronenenergien extrem unwahrscheinlich oder energetisch ausgeschlossen. Erst wenn das einfallende Neutron eine hohe kinetische Energie (um 1 MeV) mit in den Kern einbringt, nimmt die Wahrscheinlichkeit für Spaltung zu. Typische Materialien dieser Klasse sind Uran-238 und Plutonium-240.

Im Fall des Uran-238 ist allerdings darauf hinzuweisen, daß es bspw. bei 1 MeV zwar eine ca. 16%ige Wahrscheinlichkeit für Spaltung (nach Absorption eines Neutrons) besitzt; dennoch kann, auch mit schnellen Neutronen in Uran-238 keine Kettenreaktion aufrechterhalten werden, da immer noch der Neutroneneinfang dominiert. Für Uran-238 existiert daher keine kritische Masse, so daß es bspw. nicht in Kernwaffen verwendbar ist. Eine andere Situation liegt beim Plutonium-240 vor: hier dominiert für hohe Neutronenenergien die Spaltung (bei 1 MeV ca. 94% der Absorptionsprozesse), so daß dieses Material in schnellen Reaktoren als Brennstoff oder in Kernwaffen als Spaltstoff eingesetzt werden kann.

**Spaltprodukte:** Im Normalfall werden bei der Spaltung eines Atomkerns (abgesehen von der Emission der Spaltneutronen) zwei Spaltprodukte gebildet, die näherungsweise um die Massenzahlen  $A_1 \approx 100$  bzw.  $A_2 \approx 140$  verteilt sind. Diese Spaltprodukte sind in aller Regel zu neutronenreich, so daß sie sich durch Beta-Zerfall den stabilen Isotopen nähern.

Prinzipiell können bis zu 1000 verschiedene Spaltprodukte gebildet werden. Davon sind allerdings nur etwa 50–100 für den Reaktorbetrieb oder die Radiotoxizität von Bedeutung. Die restlichen Spaltprodukte werden entweder nur in kleinsten Mengen gebildet oder sind extrem kurzlebig, so daß sie durch Zerfälle in andere, langlebigere Isotope zerfallen.

Spaltprodukte, die über Neutroneneinfang den Reaktorbetrieb entscheidend beeinflussen, sind Xenon-135 sowie Samarium-149; Spaltprodukte, die für die Radiotoxizität des Abfalls eine wichtige Rolle spielen, sind (unter anderen) Strontium-90, Technetium-99, Jod-131 und die Caesium-Isotope 135 und 137.

**Transmutation:** Dieser Begriff bezeichnet die Umwandlung eines gegebenen Atomkerns (in einen anderen) durch physikalische Prozesse, insb. durch Neutroneneinfang. Der Begriff der Transmutation wird häufig im Zusammenhang mit der Entsorgung von radioaktiven Abfällen verwendet. Hier ist darunter zu verstehen, daß instabile (insb. langlebige) Spaltprodukte durch den Einfang eines Neutrons und evtl. anschließende radioaktive Zerfälle, in stabile (oder kurzlebige) Isotope umgewandelt werden bzw. daß Aktinide durch Spaltung (in weniger toxische Spaltprodukte) „beseitigt“ werden. Die Transmutation könnte die Radiotoxizität von abgebrannten Brennstoffen verringern und somit einen Beitrag zur Entsorgungsproblematik leisten.

Ein Dilemma der Transmutation — zumindest im Falle der Spaltprodukte — ergibt sich aus der Tatsache, daß das betreffende Isotop nach der „erfolgreichen“ Umwandlung dem Neutronenfluß rechtzeitig vor der nächsten Umwandlung entzogen werden muß oder der simultane Aufbau des betreffenden Isotops durch andere ebenso vorhandene Isotope vergleichsweise gering ist. Ein umfassendes Transmutationskonzept wäre somit auf eine kontinuierliche Wiederaufarbeitung des (notwendigerweise flüssigen) Brennstoffes sowie auf eine Isotopentrennung angewiesen. Mit vertretbarem Aufwand (d. h. bspw. ohne Isotopentrennung) können in der Praxis daher nur wenige ausgewählte Spaltprodukte behandelt werden.

Beispiel: Das klassische, zur Transmutation prädestinierte Spaltprodukt ist Technetium-99: zum einen ist es das einzige Technetium-Isotop mit signifikanter Konzentration, so daß eine evtl. notw. Isotopentrennung entfällt; zum anderen sind sowohl das (nach Neutroneneinfang und anschließenden Beta-Zerfall) entstehende Ruthenium-100 als auch die nachfolgenden Isotope Ru-101 und Ru-102 stabil. Daher ist eine Bestrahlung des Technetiums bis zum max. Abbrand möglich, also eine on-line Wiederaufarbeitung überflüssig. Diese optimale Situation liegt jedoch nur bei sehr wenigen Isotopen vor. Möchte man bspw. die radioaktiven Isotope des Caesiums (insb. Caesiums-135 und Caesiums-137) unschädlich machen, so ist zumindest eine Abtrennung des ebenso vorhandenen (einzig) stabilen Isotops Caesiums-133 notwendig. Andernfalls wird durch sukzessiven Neutroneneinfang ausgehend vom Caesiums-133 neues Caesiums-135 gebildet. In diesem Fall ist also die (technisch extrem aufwendige) Isotopentrennung unvermeidbar.

**Tritium in Kernwaffen:** In Kernwaffen wird ein Deuterium-Tritium-Gas-Gemisch (→ Wasserstoffisotope) kurz vor der Zündung in die den Spaltstoff enthaltene Komponente (engl.: pit) injiziert und durch die, während der Kompression einsetzenden, Kettenreaktion zur Fusion gebracht. Durch diesen Prozeß werden zusätzliche hochenergetische Neutronen freigesetzt, die beim Passieren des spaltbaren Materials die Kettenreaktion erheblich verstärken (engl.: boosting). Wesentlich dabei ist, daß die Bedingungen für die Zündung des Deuterium-Tritium-Gemischs relativ früh im Verlauf der Kompaktierungsphase erreicht werden. Dadurch wird eine geboostete Kernwaffe offenbar relativ unempfindlich gegenüber sensiblen Parametern der Anordnung und gewinnt somit an Zuverlässigkeit [Gspöner et al. 1997, 7].

Gleichzeitig ergibt sich durch das Boosting eine erhebliche Verstärkung der Sprengkraft; dadurch ist bereits der ( $\rightarrow$ ) Fizzle-Yield der Waffe beträchtlich. Weiterhin scheint der Yield von modernen Kernwaffen durch die Menge des injizierten Deuterium-Tritium-Gemischs „einstellbar“ zu sein.

**Uranreichweite:** Es wird unterschieden in Uranreserven und Uranressourcen. Unter Uranreserven versteht man Mengen an Uran, die unter derzeit vorhandenen technischen Möglichkeiten wirtschaftlich gewinnbar sind. Dabei wird ein maximaler Marktpreis von 80 Dollar pro Kilogramm angesetzt. (Der gegenwärtige Uranpreis liegt deutlich niedriger.) Danach stehen Uranreserven in der Höhe von 2,34 Millionen Tonnen zur Verfügung. Im Jahr 1996 lag der Natururanverbrauch bei 62.000 Tonnen. (Dies entspricht in etwa einem Brennstoffbedarf von 10.000 Tonnen schwach angereicherten Urans für etwa 350 GW weltweit installierter elektrischer Leistung.) Die Uranreichweite errechnet sich daraus statisch (bei gleichbleibenden jährlichem Verbrauch) zu etwa 38 Jahren. (Im Vergleich dazu liegen die statischen Reichweiten von Erdöl bei 44 Jahren, von Erdgas bei 64 Jahren und von Kohle bei 185 Jahren.)

Unter Uranressourcen versteht man die Mengen an Uran, die zwar in Lagerstätten vermutet werden, aber wegen niedriger Nachweissicherheit oder aus technisch-wirtschaftlichen Gründen nicht gewonnen werden können. Die Uranressourcen werden derzeit mit 18 Millionen Tonnen angegeben [Stahl 1998].

**Verzögerte Neutronen:** Die Freisetzung der bei der Kernspaltung emittierten Neutronen ist auf zwei unterschiedliche physikalische Prozeßabläufe zurückzuführen. Die *prompten Neutronen* werden unmittelbar nach dem Spaltprozeß größtenteils von den Spaltfragmenten abgedampft. Die *verzögerten Neutronen* hingegen werden erst nach einem Beta-Zerfall eines primären, neutronenreichen Spaltprodukts emittiert. Diese Neutronen stellen nur einen sehr geringen Anteil  $\beta$  der insgesamt emittierten Neutronen dar (*delayed neutron fraction*:  $\beta < 0.01$ ); da im Mittel der Beta-Zerfall (im Vergleich zur Dauer des Abbrems- und des Einfangprozesses) verhältnismäßig spät erfolgt, legen die verzögerten Neutronen dennoch die mittlere Lebensdauer der Neutronen einer Generation in einer kritischen Anordnung fest.

Unter der Voraussetzung, daß die Kettenreaktion ohne die verzögerten Neutronen nicht aufrecht erhalten werden kann, wird der Reaktor durch diese erheblich stabilisiert, so daß er langsamer auf „Störungen“ reagiert. Das bedeutet in der Praxis, daß die Steuerung eines Reaktors mit Brennstoff auf der Basis von Plutonium-239 oder von Uran-233 ( $\beta \approx 0.003$ ) — oder mit einem jeweils hohen Anteil davon — prinzipiell schwieriger ist als die Steuerung eines Reaktors, der im wesentlichen auf der Spaltung von Uran-235 ( $\beta \approx 0.007$ ) basiert.

**Wasserstoffisotope:** Neben dem gewöhnlichen Wasserstoff (H), dessen Kern aus nur einem Proton besteht, existieren noch 2 weitere Wasserstoffisotope: der schwere Wasserstoff *Deuterium* (D) mit einem zusätzlichen Neutron und der superschwere Wasserstoff *Tritium* (T) mit zwei zusätzlichen Neutronen. Während Deuterium noch relativ häufig in der Natur vorkommt und industriell gewonnen werden kann ( $\rightarrow$  Schweres Wasser und Deuterium), muß Tritium über Kernreaktionen (d. h. in Kernreaktoren oder prinzipiell auch mit Hilfe von Beschleunigern) produziert werden.

**Wiederaufarbeitung:** Der Begriff der Wiederaufarbeitung (WA) beschreibt die chemische Abtrennung von bestimmten Materialien aus abgebrannten nuklearen Brennstoffen oder aus bestrahlten Targets (in der Regel zu kommerziellen, aber auch zu militärischen Zwecken).

Prinzipiell existieren zwei Materialströme: der Produkt- und der Abfallstrom. Der übliche Prozeß der Wiederaufarbeitung umfaßt eine Extraktion von Plutonium (und evtl. anderen Radionukliden) aus in Säure aufgelöstem nuklearen Brennstoff, wobei andere Aktinide sowie die Spaltprodukte als hochradioaktiver Abfall zurückbleiben. Der heute überwiegend eingesetzte, in den frühen 50'er Jahren in den USA zu militärischen Zwecken entwickelte PUREX-Prozeß (PUREX: plutonium-uranium extraction) isoliert Plutonium und Uran aus (in Salpetersäure aufgelöstem) Brennstoff.

Die Wiederaufarbeitung hat sich als ein sehr kostenintensiver Prozeß erwiesen und verursacht einen wesentlichen Anteil radioaktiver Emissionen der Nuklearindustrie. Unter proliferationsrelevanten Gesichtspunkten besonders bedenklich sind Prozesse, bei denen kernwaffentaugliche Materialien (also insb. separiertes Plutonium im PUREX-Prozeß) anfallen und somit einen direkten Zugriff ermöglichen. Einige Länder, vor allem die USA, lehnen daher die WA zu zivilen Zwecken ab.

### III.2 Nuklearenergienutzung und Proliferationsgefahren

Die technologischen und historischen Wurzeln der heutigen Nuklearprogramme liegen im militärischen Bereich. In den großen militärischen Projekten der vierziger (und fünfziger) Jahre wurden die Grundlagen in der Kernphysik und Kernchemie gelegt sowie Technologien entwickelt, die eine Produktion von spaltbaren, kernwaffenfähigen Materialien für die Verwendung in Atomwaffen und die Konstruktion solcher Waffen selbst ermöglichten. Auch in der Folgezeit waren nukleare Forschungs- und Entwicklungsprogramme in einer ganzen Reihe von Ländern von militärischen Interessen dominiert.

Der Zusammenhang von militärisch nutzbaren Nukleartechnologien und –materialien mit ihrer Nutzung und entsprechenden Entwicklungen im zivilen Bereich, die die Gefahr der weltweiten Verbreitung von Atomwaffen heraufbeschwören, wird seit Existenz der Atomwaffe diskutiert. Seit Ende der siebziger Jahre wird diese zivil-militärische Dynamik und die damit verbundenen Gefahren zunehmend thematisiert.<sup>61</sup>

Von besonderer Bedeutung sind sensitive Nukleartechnologien und Materialien, die im zivilen Bereich genutzt werden, aber ebenso wichtige Voraussetzungen für Kernwaffenprogramme darstellen und somit einen Beitrag zur Weiterverbreitung der Atomwaffen liefern können [Liebert 1991]. Die entscheidende Voraussetzung für den Bau von Atomwaffen ist heute nicht mehr so sehr die Kenntnis der Waffentechnologie selbst, die in ihren Grundzügen allgemein zugänglich ist,<sup>62</sup> sondern der Zugriff auf geeignete spaltbare nukleare Materialien.

Die wichtigsten kernwaffenfähigen Materialien sind<sup>63</sup>:

- Uran hoher Anreicherung
- Plutonium in praktisch jeder Isotopenzusammensetzung<sup>64</sup>

<sup>61</sup> Vergl. etwa [Ford-MITRE 1977], [SIPRI 1979], [Lovins 1980].

<sup>62</sup> Vergl. beispielsweise den Los Alamos Primer [Serber 1943/1992].

<sup>63</sup> Vergl. auch Stichwort „kernwaffentaugliche Materialien“ im Anhang III.1.

- Tritium, das in fortgeschrittenen Kernwaffenprogrammen eine wesentliche Rolle spielt [Kalinowski et al. 1994].

Die Produktion von Plutonium und Tritium erfordert auf derzeitigem technologischen Stand den Betrieb von Reaktoren und entsprechenden Abtrenneinrichtungen aus Brenn- oder Moderatorstoffen. Der Zugriff auf hochangereichertes Uran ist über Urananreicherungsanlagen, die für die Herstellung von schwach angereichertem Uran für die Verwendung als Brennstoff in Reaktoren benötigt werden, möglich. Mindestens zwanzig Länder weltweit haben zur Zeit den technologischen Stand erreicht, solche Anlagen zu betreiben. In Entwicklung und Erprobung befindliche Beschleunigertechnologien und Anreicherungsanlagen unter Nutzung spezieller Hochenergielaser schaffen weitere Möglichkeiten zur Produktion waffengrädiger Stoffe.

Manche nukleare Forschungsbereiche stehen in enger Verbindung mit wesentlichen Grundlagen, die für das Verständnis der Wirkungsprinzipien fortgeschrittener Typen von Kernwaffen wesentlich sind. So wird insbesondere die Erforschung der Trägheitseinschlußfusion in einen engen Zusammenhang mit dem tiefgehenden Verständnis thermonuklearer Waffen gebracht (Vergl. Kapitel 4.8).

Aus diesen knapp skizzierten Zusammenhängen kann gefolgert werden, daß die weltweit etablierten zivilen Nuklearprogramme die Schwelle zur Entwicklung von Kernwaffenprogrammen senken [Holdren (1989)]. Technikhistorische Studien haben herausgearbeitet, daß wir es im zivilen Bereich mit einer „durch militärische Genese vorstrukturierten Kerntechnik“ zu tun haben [Radkau 1983, 186].

Nach der Etablierung der ersten drei Atomwaffenmächte (USA, Sowjetunion und Großbritannien), die auf militärischen Programmen aus der Zeit des Zweiten Weltkrieges basieren, haben alle weiteren Staaten, die Kernwaffen besitzen oder besessen haben, über zunächst augenscheinlich zivile Programme den Zugriff zur Bombe erreicht. Gut belegbar ist dies im Falle Frankreichs.<sup>64</sup> Für China, Israel, Südafrika, Indien und Pakistan gilt aber im Prinzip ähnliches. Darüber hinaus sind in den letzten Jahrzehnten eine ganze Reihe von Fällen bekannt geworden, die zeigen, daß Bestrebungen in Richtung auf Kernwaffen oder regelrechte geheime Waffenprogramme parallel oder unter dem Deckmantel rein zivil deklariertener Nuklearprogramme, die teilweise von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) überwacht wurden, durchgeführt wurden. Zu diesen Staaten zählen Taiwan, Schweden, Irak, Brasilien und voraussichtlich auch Nordkorea. Die meisten dieser Staaten, die über lange Jahre unter gezielter aber verdeckter Nutzung ziviler Programme den Atomwaffenbesitz vorbereiteten, waren und sind Mitglieder des Nichtverbreitungsvertrages (NVV) für Kernwaffen, der die zivile Kernenergienutzung fördern soll und gleichzeitig die Zahl der kernwaffenbesitzenden Staaten begrenzen soll. Für die Schweiz ist schlüssig belegt, daß bis weit in die achtziger Jahre hinein der Öffentlichkeit gegenüber geheimgehaltene Bestrebungen in Richtung auf Kernwaffen von staatlichen Stellen betrieben wurden [Hug 1987] [Hug 1998]. Für Deutschland könnte ähnliches nachweisbar sein, zumindest was das Offenhalten

<sup>64</sup> Dazu zählt insbesondere auch sogenanntes „Reaktorplutonium“, das als Beiprodukt der meisten in Betrieb befindlichen kommerziellen Kernreaktoren (etwa 250 Kilogramm jährlich pro Gigawatt elektrischer Leistung) entsteht. Es konnte nachgewiesen werden, daß auch dieses Plutonium, in dem die „unerwünschten“ Plutoniumisotope vermehrt auftreten (Plutonium-239 Anteil nur noch etwa 60%), ebenfalls waffengrädig ist [Kankeleit et al. 1989], was inzwischen in einigen autoritativen Quellen Bestätigung findet, wie z.B. in [Mark 1993], [NAS 1994]. Die Nachteile im Vergleich zu hochreinem Waffenplutonium durch die sog. Frühzündungswahrscheinlichkeit und die unerwünschte Erwärmung sind zwar offensichtlich, aber es bleibt eine Mindestenergieausbeute, die für eine Spaltstoffmenge von fünf Kilogramm Plutonium einigen Kilotonnen des gewöhnlichen Sprengstoffs TNT entspricht.

<sup>65</sup> Vergl. bspw. die Darstellung in [Kollert 1994].

einer Kernwaffenoption auf der Basis vorgehaltener technischer Möglichkeiten im Bereich der zivilen Kernenergienutzung angeht.

Die zivil-militärische Ambivalenz der Nukleartechnologie erweist sich somit als eine wesentliche Quelle für die Gefahren der Weiterverbreitung von Kernwaffen bzw. der Aufrechterhaltung von technischen Optionen für den Bau von Kernwaffen [Liebert et al. 1994], [Liebert et al. 1996]. Die Fortentwicklungen der militärischen Nuklearprogramme, die zur Nutzung der zivilen Kerntechnik führten, sind selbst wieder Quelle für militärische Möglichkeiten oder Optionen geworden. Daran knüpft sich auch eine Kritik des existierenden Systems der nuklearen Nicht-Weiterverbreitung, in dessen Kern der NVV steht. Seine nicht befriedigende Effektivität wird u.a. in seiner kontraproduktiven Geschäftsgrundlage einer unbegrenzten Verbreitung der Kerntechnologie im Ausgleich für die Beschränkung des Atomwaffenbesitzes auf einige wenige Staaten gesehen.<sup>66</sup>

Gemeinhin wird demgegenüber angenommen, daß die seit 1957 aktive IAEA mit ihrem Überwachungs- und Safeguardsystem den rein zivilen Charakter weltweit betriebener nicht-militärischer Nuklearprogramme garantieren könne. Tatsächlich sind fast alle Staaten, die Nuklearprogramme betreiben, Mitglieder der IAEA und haben im Einklang mit dem NVV zumindest einen Teil ihrer Anlagen für Inspektionen geöffnet. Das selbstgesteckte Ziel der IAEA ist aber lediglich, daß eine erfolgte Abzweigung von für signifikant gehaltenen Mengen an Spaltstoffen aus dem zivilen Bereich in für angemessen gehaltenen Zeiträumen mit hoher Wahrscheinlichkeit entdeckbar sein soll. Dies hat nicht die Qualität einer Kontrolle des zivilen Nuklearbereichs, sondern stellt eher eine begrenzt wirksame vertrauensbildende Maßnahme dar. Gleichwohl kann das keineswegs wasserdichte Überwachungssystem der IAEA doch in den meisten Fällen eine abschreckende Wirkung entfalten, die das stets mögliche Beiseiteschaffen waffengrädiger Materialien im Vorfeld verhindert. Aber dies kann nicht zu der Aussage führen, Safeguards lösten das Problem der zivil-militärischen Ambivalenz.

Immer wieder wurde das IAEA-System als in seiner Grundkonzeption nicht stimmig, zu wenig effektiv und nicht weitgehend genug in seinem Maßnahmenkatalog kritisiert.<sup>67</sup> Daraus wurden Verbesserungsvorschläge abgeleitet. Nach der unbefristeten Verlängerung des NVV im Jahre 1995 wurden tatsächlich Zusatzprotokolle ausgehandelt, mit dem sich die Mitgliedsstaaten einer schärferen Safeguardspraxis unterwerfen können. Aber auch nach solchen Verbesserungen bleibt die Frage, ob die Kernenergienutzung gegen jeglichen militärischen Gebrauch gesichert werden kann [Liebert et al. 1997]. Eine prinzipielle Schwäche des Safeguardskonzeptes betrifft die sogenannten Bulk-handling-Anlagen, in denen Nuklearmaterialien in „loser Form“ oder in großen, nicht eindeutig quantifizierbaren Mengen gehandhabt werden. Brisant wird dies bei Anlagen, in denen mit waffengrädigen Materialien umgegangen wird [Miller 1990]. Dies sind insbesondere Anlagen zur Plutoniumbearbeitung und -verarbeitung, also Wiederaufarbeitungsanlagen und Brennelementwerke, die Plutonium-Uran-Mischoxid (MOX) oder andere waffengrädige Stoffe enthaltende Brennstoffe produzieren, sowie Urananreicherungsanlagen. Solche Anlagen sind prinzipiell nicht mit ausreichender Genauigkeit überwachbar.<sup>68</sup>

Ein fundamentales Problem bei der ausschließlichen Fokussierung auf Safeguards-Konzepte zur Eindämmung von Proliferationsgefahren besteht darin, daß sich gesellschaftspolitische und inter-

<sup>66</sup> Vergl. etwa [Epstein et al. 1995], [Liebert 1995].

<sup>67</sup> Vergl. bspw. [Fischer et al. 1985].

<sup>68</sup> Eine Studie für das U.S. Energieministerium [Hinton et al. 1996] hat im Rahmen von Untersuchungen zu technologischen Beseitigungsoptionen für überschüssig gewordenen Plutonium aus militärischen Beständen kürzlich nochmals eindringlich auf die Proliferationsgefahren beim Umgang mit Plutonium hingewiesen.

nationale Rahmenbedingungen so ändern können, daß die Wirkung von Safeguards, die auf der Kooperation der betreibenden Länder aufbauen, außer Kraft gesetzt werden. Dann bleiben die einmal geschaffenen technischen Optionen bestehen, die im Falle zivil-militärisch ambivalenter Materialien und Technologien zu erheblichen Proliferationsrisiken führen können.

Vor mehr als zwei Jahrzehnten wurde daher das Konzept der Proliferationsresistenz entworfen [Feiveson 1978], durch das der Zugriff auf Waffenstoffe im zivilen Bereich prinzipiell begrenzt werden sollte. Solche Ansätze wurden auch im Rahmen von umfangreichen Studien ([APS 1978] und [INFCE 1980]) diskutiert und analysiert. Ein schlüssiges und umsetzbare Gesamtkonzept einer Nuklearenergienutzung, die jegliche militärische Umnutzung gänzlich ausschließen könnte, konnte dabei jedoch nicht zum Vorschlag gebracht werden. Allerdings wurden Kernreaktor- und Brennstoffkonzepte diskutiert, die, wenn schon nicht proliferations-sicher, so doch proliferations-resistenter als die gängigen Konzepte sein sollten. Kaum etwas von diesen Ideen ist seitdem umgesetzt worden.

Der entscheidende Punkt ist, ob nicht Proliferationsresistenz zum Gestaltungskriterium für neue Nukleartechnologien werden sollte und zum Auswahlkriterium für existente Technologiealternativen [Kalinowski et al. 1997]. Einerseits könnte daraus der Vorschlag eines multilateral oder international verbindlichen Verzichts auf die zivile Produktion und Nutzung waffengrädiger Nuklearmaterialien in signifikanten Mengen abgeleitet werden [Liebert 1997b]. Andererseits wäre die begleitende Analyse von neu entstehenden Nukleartechnologien im Hinblick auf ihre Proliferationsgefahren [Gspöner et al. 1983a] oder ihre Beiträge zur Erreichung von (mehr) Proliferationsresistenz folgerichtig. Damit könnte die Problematik der Weiterverbreitung von Kernwaffen an einer seiner wesentlichen Quellen, derjenigen der technischen Möglichkeiten, angegangen werden.

### III.3 Befragung und Besuche weiterer Experten

#### Gespräche mit und Befragung von Experten:

- 24. Juli 1998 Gespräch mit Prof. Dr. John Holdren (Center of Science and International Affairs, JFK School of Government, Harvard University) in Cambridge. Thema: TA zur Fusion und Anforderungen an fortgeschrittene Nuklearsysteme.
- Dr. Ed Arthur (Los Alamos National Laboratory) am 27. Juli 1998 zu ADS-Systemen.
- Dr. A. Galperin, Dr. M Todosow und Dr. A. Radkowsky (RTPC), zum Radkowsky Thorium Reaktor Konzept, 16. und 17. Okt. sowie 8. November 1998.
- Leo Scherer (Schweizerische Energiestiftung, Zürich) am 20. Okt. 1998 zu ökonomischen Aspekten der Kernenergienutzung.
- Prof. Dr.-Ing. Kurt Kugeler (Direktor am Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik, Forschungszentrum Jülich GmbH) am 23. Nov. 1998 zum Konzept des HTR-Modul.
- Prof. Dr. Jürgen Raeder (NET/ITER-Team beim Institut für Plasmaphysik (IPP) Garching) am 2. Dez. 1998 zur TA im Bereich Fusion.

- Dr. Werner von Lensa (Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik, Forschungszentrum Jülich GmbH) am 1. und 9. Dezember 1998 zum GHR und zu Empfehlungen für weitergehende TA-Studien.
- Dr. Emmerich Seidelberger (Institut für Risikoforschung, Universität Wien) am 14. Dez. 1998, Kommentare zur Untersuchung fortgeschrittener Reaktorsysteme.
- P. Meyer (HSK) zu Schweizer Risikostudien.
- Dr. Wolf-Dieter Krebs (Siemens AG, KWU NA, Erlangen) zum Konzept des EPR.

#### **Nicht beantwortete Anfragen:**

Weitere Anfragen, zu denen bis zum Abschluß der Studie leider keine Rückmeldungen eintrafen, wurden gerichtet an: Westinghouse Energy Systems (Pittsburgh, USA) zum AP600; Atomic Energy Canada Ltd. zum CANDU 3; ABB Västerås (Schweden) zum PIUS-Konzept; General Electric (California, USA) zum PRISM-Konzept; Los Alamos National Laboratory (USA) zum ATW-Konzept; CERN zum EA.

#### **Austausch über wesentliche Aussagen der Studie mit weiteren Experten:**

- Briefwechsel mit Dr. Emil Kowalski (NAGRA) über Fragen der Nachsorge.
- Austausch mit Dipl.-Ing. Patrick Meyer (HSK) über Risikostudien und Bewertung von Unfallrisiken bei Nuklearsystemen.
- Dr. Rudolf Brogli (PSI) zur Datenlage zu Einzelkonzepten.
- Prof. Dr. Wolfgang Kröger (PSI) zu einzelnen Aussagen der Studie.
- Dipl.-Ing. Gerd Schmidt (Inst. f. Angew. Ökol., Öko-Institut Darmstadt) über Nachsorge.
- Prof. Dr. Wolfgang Bender (IANUS und Institut für Sozialethik, TU Darmstadt) über Kriterien zur Bewertung von fortgeschrittenen Nuklearsystemen.

## Literaturverzeichnis

- [AECL] CANDU 3 — The Right Product For The Times - Informationsbroschüre von AECL CANDU, ohne Datumsangabe.
- [AECL 1990] Nuclear Power in Canada — The CANDU System, Informationsbroschüre von AECL CANDU, AECL-6328 (Rev 2), Juli 1990.
- [Allen 1990] P.J. Allen, J.Q. Howieson, H.S. Shapiro, J.T. Rogers, P. Mostert, R.W. Otterloo, Summary of CANDU 6 Probabilistic Safety Assessment Study Results, Nuclear Safety, Vol. 31, No. 2, April–June 1990, S. 202–213.
- [Appell 1997] B. Appell, B. Bröcker, Economical and competitive position of the EPR, in: German Nuclear Society/Kerntechnische Gesellschaft (KTG), French Nuclear Energy Society (SFEN) (ed.), The European Pressurized Water Reactor EPR, Proceedings KTG/SFEN Conference, Cologne 13.–21. Oct. 1997, inform-verlag, Bonn 1997, S. 85–91.
- [APS 1978] Report to the American Physical Society by the study group on nuclear fuel cycles and waste management, Rev. of Modern Physics 50 No.1 Part II (1978), S1–S185.
- [Arthur et al. 1995] E. Arthur, A. Rodriguez, S. Scriber, Proceedings of the International Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications, Las Vegas, July 1994, Woodbury (New York), American Institute of Physics, 1995.
- [Arthur 1998] E. Arthur, Private Mitteilung vom 27.07.1998.
- [AtG 1998] Atomgesetz mit Verordnungen (21. Auflage), Nomos Verlag, Baden-Baden 1998.
- [ATW 1990] Jahrbuch der Atomwirtschaft 1990, 21. Jahrgang, S. B15, Verlagsgruppe Handelsblatt, Düsseldorf, Frankfurt.
- [AVV 1990] Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu §45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen. - Bundesanzeiger Nr. 64a, 31. März 1990, Bonn 1990.
- [Barabaschi et al. 1996] S.Barabaschi, C.Berke, F.Jaume, J.Hill, L.Ingelstam, F.Troyon, H.Laan, J.-P.Watteau, Fusion Programme Evaluation 1996, Commission of the European Union, XII-373/96, Brussels, Nov. 1996.
- [Bartels 1992] H.W. Bartels, Abfallprobleme bei der Kernfusion, Physikalische Blätter 48 (1992) Nr. 11, S. 926–928.
- [BBW 1997] Bundesamt für Bildung und Wissenschaft, Evaluation du Programme Fusion Suisse, Juillet 1997.
- [Bender 1996] W. Bender, Zukunftsorientierte Wissenschaft — Prospektive Ethik, in: A. M. Wobus, et al. (Hrsg.), Stellenwert von Wissenschaft und Forschung in der modernen Gesellschaft — Handeln im Spannungsfeld von Chancen und Risiken, Nova Acta Leopoldina - Neue Folge Nr.297, Bd.74, Heidelberg: Barth, 1996, S.39–51.
- [Birraux 1997a] C. Birraux: Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. Tome I: Conclusions du rapporteur. Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques. No. 349, Assemblée Nationale, 1997.

- [Birraux 1997b] C. Birraux: Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. Tome II: Annexes, compte rendu de l'audition publique. Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques. No. 349, Assemblée Nationale, 1997.
- [BMU 1997] Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Umweltpolitik: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, Jahresbericht 1994, Januar 1997.
- [Bowman et al. 1992] Bowman, C. D., et al.: Nuclear energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A320, 1992, S. 336–367.
- [Bowman 1994] Bowman, C. D.: Accelerator Driven Transmutation Technology. Application to Plutonium Disposition, Presentation to the JASON Panel, La Jolla, California, January 18, 1994.
- [Braams et al. 1992] C. Braams, J. Goedkopp, I. Golovin, M. Heindler, H. Hora, G. Kulcinski, G. Miley, H. Momota, Report of a Panel invited by the Royal Netherlands Academy of Arts and Sciences as part of a Colloquium on Energy Technology and Sustainable Development, Section Neutron-Lean Fusion, Noordwijkerhout, The Netherland, Dec. 4–7, 1991.
- [Brown et al. 1997] J. C. Brown et al., Status of the Accelerator Production of Tritium (APT) Project, in: [Condé 1997, 101–110].
- [Brown et al. 1998] J. C. Browne et al.: Accelerator-Driven Transmutation of Waste, LANL White Paper, [http://www-adtt.lanl.gov/ATW\\_Papers/ATW\\_white\\_paper/ADTT\\_white\\_Jan\\_2\\_98.html](http://www-adtt.lanl.gov/ATW_Papers/ATW_white_paper/ADTT_white_Jan_2_98.html).
- [Brücher 1991] H. Brücher, H.U. Brinkmann, Direkte Endlagerung von HTR-Brennelementen, atomwirtschaft 2, 1991, S. 88–98.
- [Bruschi 1996] Howard Bruschi, The Westinghouse AP-600, Atomwirtschaft atw 41 (1996), 256–259.
- [Campbell et al. 1997] M. Campbell, M. Anastasio, Superlasers as a tool of stockpile stewardship; T. Perry, B. Remington, Nova laser experiments and stockpile stewardship, Science & Technology Review, Lawrence Livermore National Laboratory, Sept. 1997, 3–13.
- [Cannon 1983] J.B. Cannon, Background Information and Technical Basis for Assessment of Environmental Implications of Magnetic Fusion Energy, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee 1983.
- [CNA 1991] Nuclear Facts, What is the CANDU 3?, Informationsblatt der Canadian Nuclear Association, Number 17 2–1991.
- [Colombo et al. 1990] U.Colombo, et al., Fusion Programme Evaluation, Commission of the European Communities, July 1990.
- [Condé 1997] Henri Condé (ed.), Proceedings of the Second International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar, Schweden, 3–7 June 1996, Uppsala University Press, 1997.
- [Cooke et al. 1989] P. Cooke, R. Hancox, W. Spears, A Reference Tokamak Reactor, UKAEA-Culham Laboratory (1989).
- [Deutscher Bundestag 1980] Deutscher Bundestag, Bericht der Enquête-Kommission „Zukünftige Kernenergiepolitik“ über den Stand der Arbeit und die Ergebnisse, Bundestags Drucksache 8/4341, Bonn

27.6.1980.

[**Deutscher Bundestag 1993**] Deutscher Bundestag Enquête-Kommission Schutz der Erdatmosphäre; Stellungnahme der Sachverständigen zum Fragenkatalog (KDRs 12/21) für die öffentliche Anhörung am 8. November 1993 in Bonn, Bundeshaus, NH 1903 zum Thema: „Stand und Entwicklungsperspektiven der Kernreakorteknik und Entsorgung“, 26. Oktober 1993.

[**ENERP 1996**] Chooz B, Synthèse de l'Éxpérience d'ÉdF, Enerpresse, le quoditien de l'énergie, Nr. 6686, 22. Oktober 1996.

[**ENERP 1997**] L'énergie Nucleaire Toujours Competitive, Enerpresse, le quoditien de l'énergie, Nr. 6886, 12. August 1997.

[**EPR 1997**] Ministerium für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein (Hrsg.), Der geplante Europäische Druckwasserreaktor, Workshop am 20. Nov. 1997, Kiel, Dez. 1997.

[**Epstein et al. 1995**] W. Epstein, W. Liebert, Analysis of the existing non-proliferation regime: need for transformation into a nuclear-weapon-free world, in: INESAP-Study Beyond the NPT, International Network of Engineers and Scientists Against Proliferation (INESAP), New York/Darmstadt: April 1995, pp. 24–31.

[**ESTA 1996**] J. Rojo et al., Recommendations and report of the ESTA Working Party on inertial confinement options to controlled thermonuclear fusion, European Science and Technology Assembly, ESTA/ASS/96-202, Brussels, 4 April 1996.

[**EUR 1993**] J. Adler, P. Petrasch, Commission of the European Communities, Nuclear science and technology, Decommissioning costs of light water nuclear power plants in Germany from 1977 to date, Final report, EUR 14798 EN, Brüssel/Luxembourg 1993.

[**EURATOM 1997**] Opinion of the Scientific and Technical Committee (STC) on a nuclear energy amplifier. STC Chairman: D. Pooley. European Commission, EUR 17616 EN, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg, 1997.

[**Feiveson 1978**] H. Feiveson, Proliferation resistant nuclear fuel cycles, Annual Review on Energy 3 (1978) 57–94.

[**Fischer et al. 1985**] D. Fischer, P. Szasz, Safeguarding the Atom – A Critical Appraisal. Edited by Jozef Goldblat, Stockholm International Peace Research Institute (SIPRI), Taylo & Francis, London, 1985.

[**Fischer 1997a**] U. Fischer, F Bouteille (Nuclear Power International), The EPR Nuclear Island, Technological Solutions Developed During Basic Design, German Nuclear Society/Kerntechnische Gesellschaft (KTG), French Nuclear Energy Society (SFEN) (ed.), The European Pressurized Water Reactor EPR, Proceedings KTG/SFEN Conference, Cologne 13.–21. Oct. 1997, inform-verlag, Bonn 1997, S. 37–54.

[**Fischer 1997b**] U. Fischer (Nuclear Power International), Entwicklungstand und Sicherheitsfragen des Europäischen Druckwassrreaktors (EPR), in: [EPR 1997].

[**Fleming et al. 1994**] K. Fleming, J. Landolt, Engineering Insights into Safety Features Derived from the Gösigen PSA, 1994.

[**Ford-MITRE 1977**] Der Atombericht der Ford-Foundation — Ein kritisches Handbuch zu den Problemen der Kernenergie, Rowohlt, Reinbek, 1979 [engl. Original: Nuclear Power. Issues and Choices, The Ford Foundation, 1977].

- [Foret 1997] Foret, P. Cornilus, J.-M. Perrols, EPR Core-Design and Fuel Management, in: German Nuclear Society/Kerntechnische Gesellschaft (KTG), French Nuclear Energy Society (SFEN) (ed.), The European Pressurized Water Reactor EPR, Proceedings KTG/SFEN Conference, Cologne 13.–21. Oct. 1997, inform-verlag, Bonn 1997, S. 173–176.
- [Forsberg 1987] C.W. Forsberg, Passive Emergency Cooling Systems for Boiling Water Reactors (PECOS-BWR), Nuclear Technology, Vol. 76, Januar 1987.
- [Forsberg 1989] C.W. Forsberg, New developments in reactor designs, Oak Ridge National Laboratory, Paper to present at WATTEC '89 Meeting, Knoxville, Tennessee, 14–17 Februar, 1989..
- [FPAC 1990] Fusion Policy Advisory Committee (FPAC), Report of the Technical Panel on Magnetic Fusion of the Energy Research Advisory Board, Department of Energy, Washington D.C., 1990.
- [Galperin et al. 1997] A. Galperin, P. Reichert, A. Radkowsky: Thorium Fuel for Light Water Reactors — Reducing Proliferation Potential of Nuclear Power Fuel Cycle. In: Science & Global Security, Volume 6, 1997, pp. 265–290.
- [Gilette 1975] R.Gillette, Laser Fusion: An Energy Option, but Weapons Simulation is First, Science 188 (1975), S.30–34.
- [Glanz 1996] J.Glanz, Turbulence may sink titanic reactor, Science 274 (1996), 1600–1603.
- [Glaser 1998] A. Glaser, Abbrandrechnungen für ein System zur Eliminierung von Waffenplutonium, Diplomarbeit, Institut für Kernphysik, TU Darmstadt, Feb. 1998.
- [Goluoglu 1993] S. Goluoglu, Hacettepe Universität Ankara, Nuclear Engeneering Department, Turkey, Broad Cross Section Preparation For Pebbled Bed Gas Cooled Heating Reactor, GHR20, And Criticality Calculations; Februar 1993, General Info im Internet der H.U. Nuclear Eng. Dept.
- [GRS 1980] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS); Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase A; Köln, Verlag TÜV Rheinland, 1980.
- [GRS 1981] Bundesministerium für Forschung und Technologie (Hrsg.), Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS): Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 8, Unfallfolgenrechnungen, Verlag TÜV Rheinland, Köln 1981.
- [GRS 1990] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke — Phase B, Verlag TÜV Rheinland, Köln 1990.
- [GRS 1994] Jahresberichte der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, GRS Jahresbericht 1993/94, Abschnitt 3: Künftige Reaktorkonzepte, S. 25ff.
- [Gsponer 1981] A.Gsponer, Teilchenbeschleuniger und Fusionstechnologie — Schleichwege zur atomaren Rüstung, Scheidewege 11 (1981), S. 552–566.
- [Gsponer et al. 1983] Andre Gsponer, Bhupendra Jasani, Sümer Sahin, Emerging nuclear energy systems and nuclear weapon proliferation, Atomenergie -Kerntechnik 43 (1983), 169–174.
- [Gsponer et al. 1997] A. Gsponer, J. P. Hurni, The Physical Principles of Thermonuclear Explosives, Inertial Confinement Fusion, and the Quest for Further Generation Nuclear Weapons, INESAP Technical Report No. 1, Darmstadt, August 1997.
- [Hahn 1993] L. Hahn, Öko-Institut, Stellungnahme der Sachverständigen zum Fragenkatalog (KDRs

12/21) für die öffentliche Anhörung am 8. November 1993 in Bonn, Bundeshaus, NH 1903 zum Thema: „Stand und Entwicklungsperspektiven der Kernreakorteknik und Entsorgung“, 26. Oktober 1993.

[Hahn 1997] L. Hahn, Ist ein katastrophenfrier Reaktor überhaupt denkbar?, in: W.Liebert, F.Schmithals (Hrsg.), Tschernobyl und kein Ende?, Münster: agenda Verlag, 1997, S. 222–229.

[Happer et al. 1986] W.Happer et al., Review of the Department of Energy's Inertial Confinement Fusion Program, National Academy of Sciences, Washington D.C., 1986.

[Heindler 1995] M.Heindler, Stand der Analyse von Sicherheits- und Umweltaspekten der Kernfusionsenergie im Hinblick auf eine kommerzielle Nutzung zur Stromerzeugung, Gutachten im Auftrag des österreichischen Bundesministeriums für Wissenschaft, Forschung und Kunst (1990), Aktualisierte Fassung, Wien, Oktober 1995.

[Heinloth 1997] Klaus Heinloth, Die Energiefrage — Bedarf und Potentiale, Nutzung, Risiken und Kosten, Braunschweig/Wiesbaden: Vieweg, 1997.

[Hinton et al. 1996] J.P.Hinton et al., Proliferation Vulnerability — Red Team Report, Bericht im Auftrag des U.S. Department of Energy, Sandia National Laboratories SAND97-8203, Oct. 1996.

[Holdren 1978] J.Holdren, Fusion Power and Nuclear Weapons: A Significant Link?, The Bulletin of the Atomic Scientists, March 1978, S.4–5.

[Holdren 1989] J. P. Holdren, Civilian Nuclear Technologies and Nuclear Weapons Proliferation, in: C. Schaefer, B. H. Reid, D. Carlton (eds.), New Technologies and the Arms Race, Basingstoke: Mac-Millan, 1989, S. 161 ff.

[Holdren et al. 1989] John P. Holdren, et al., Report of the Senior Committee on Environmental, Safety, and Economic Aspects of Magnetic Fusion Energy (ESECOM), Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-53766, 1989 [Summary: UCRL-53766-Summary (1987)].

[Houts et al. 1998] Michael G. Houts et al.: ATW Nuclear Performance, MIT ATW Technical Review, Jan. 15–16 1998.

[HSK 1994] Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK), Gutachten zum Gesuch um Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau II, Würenlingen, April 1994.

[HSK 1997] Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK), On the Feasibility and Safety of the Rubbia Energy Amplifier (EA) with exclusion of non-proliferation aspects and use of military plutonium. Paper by a Group of Experts from the Swiss Nuclear Safety Inspectorate (HSK) assisted by Paul Scherrer Institute (PSI), June 1997.

[Hüttl 1992] A. Hüttl, Siemens AG, Erlangen: Ein deutsch-französisches Kernkraftwerk für Europa und den Weltmarkt - Atomforum WT'92 - Vortrag auf der Wintertagung des Deutschen Atomforums am 28./29.1.1992 in Bonn.

[Hüttl 1993] A. Hüttl, Siemens AG, Stellungnahme der Sachverständigen zum Fragenkatalog (KDRs 12/21) für die öffentliche Anhörung am 8. November 1993 in Bonn, Bundeshaus, NH 1903 zum Thema: „Stand und Entwicklungsperspektiven der Kernreakorteknik und Entsorgung“, 26. Oktober 1993.

[Hug 1987] P. Hug, Geschichte der Atomtechnologieentwicklung in der Schweiz, Lizentiatsarbeit am Historischen Institut der Universität Bern, Bern 1987.

- [Hug 1998] P. Hug, Atomtechnologieentwicklung in der Schweiz zwischen militärischen Interessen und privatwirtschaftlicher Skepsis, in: B.Heintz, B.Nievergelt (Hrsg.), Wissenschafts- und Technikforschung in der Schweiz — Sondierungen einer neuen Disziplin, Zürich: Seismo, 1998, S. 225–242.
- [IAEA 1982] International Atomic Energy Agency (IAEA), Evaluation of Actinide Partitioning and Transmutation, Technical Reports Series No.214, Wien, 1982.
- [IAEA 1995a] International Atomic Energy Agency (IAEA), Development of safety principles for the design of future nuclear power plants, IAEA-TECDOC-801, Wien, Juni 1995.
- [IAEA 1995b] International Atomic Energy Agency (IAEA), Energy from Inertial Fusion, Wien 1995.
- [IAEA 1996a] International Atomic Energy Agency (IAEA), Review of Design Approaches of Advanced Pressurized LWRs, IAEA-TECDOC-861, Wien, Januar 1996.
- [IAEA 1996b] International Atomic Energy Agency (IAEA), Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems 1995, IAEA-TECDOC-881, Wien, Mai 1996.
- [IAEA 1997a] International Atomic Energy Agency (IAEA), Status of advanced light water cooled reactor designs 1996, IAEA-TECDOC-968, Wien, Sept. 1997.
- [IAEA 1997b] International Atomic Energy Agency (IAEA), Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste — Status report, IAEA-TECDOC-985, Wien, Nov. 1997.
- [IAEA 1997c] International Atomic Energy Agency (IAEA), Terms for describing new, advanced nuclear power plants, IAEA-TECDOC-938, Wien, April 1997.
- [IAEA 1998] IAEA Bulletin, Vol.40, No.2 (1998).
- [IAEA/OECD 1996] International Atomic Energy Agency (IAEA)/Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD), Comparing Energy Technologies, Paris, 1996.
- [ICRP 1990] Recommendations of the ICRP, ICRP Publication No. 60, International Commission on Radiation Protection, 1991.
- [INFCE 1980] International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE), International Atomic Energy Agency, Wien 1980.
- [IPP 1995] Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (IPP) Garching/Greifswald, Kernfusion — Berichte aus der Forschung, Garching, Okt. 1995.
- [JAERI 1997] T. Takizuka, et al.: JAERI and PNC - OMEGA Project (JAPAN), in: Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste. Status report. IAEA-TECDOC-985, November 1997.
- [Jameson 1991] R.A. Jameson, et al.: Accelerator-Driven Transmutation Technology for Incinerating Radwaste and for Advanced Application to Power Production, Invited Paper for 2nd european conference on accelerators in applied research and technology (escaart), 3–7 September 1991, Frankfurt am Main, Deutschland.
- [Juhn 1997] P.-E.Juhn, J.Kuppitz, J.Cleveland, Advanced nuclear power plants: Highlights of global development, IAEA Bulletin 39 (1997), No.2, 13–20.
- [Kalinowski 1993] M.Kalinowski, Uncertainty and range of alternatives in estimating tritium emissions

from proposed fusion power reactors and their radiological impact, *Journal of Fusion Energy* 12 (1993), 391–395.

[Kalinowski et al. 1994] M. Kalinowski, L. Colschen, International Control of Tritium to Prevent its Horizontal Proliferation and to Foster Nuclear Disarmament, *Science and Global Security* 5 No. 2 (1994/95), p. 130–204.

[Kalinowski et al. 1997] M. Kalinowski, W. Liebert, Proliferationsgefahren durch Nukleartechnologie und Proliferationsresistenz als Auswahlkriterium für Energiesysteme, in: W. Bender/IANUS (Hrsg.), *Verantwortbare Energieversorgung für die Zukunft*, TUD-Schriftenreihe Wissenschaft und Technik, Nr. 70, Darmstadt 1997, S.333–346.

[Kankeleit et al. 1989] E. Kankeleit, C. Küppers, U. Imkeller, Bericht zur Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium, Darmstadt, IANUS-Arbeitsbericht 2/1989.

[Kasemeyer 1998] U. Kasemeyer, Konzeption eines uranfreien LWR-Kerns zur Plutoniumverbrennung, Dissertation, Département de physique, Ecole polytechnique fédérale de Lausanne, 1998.

[Kasten 1998] Paul R. Kasten: Review of the Radkowsky Thorium Reactor Concept. *Science & Global Security*, 1998, Volume 7, pp. 237–269.

[Keillor 1991] M. Keillor; CANDU 300, A New Reactor From Canada; *AECL Ascent*, Volume 5, Number 4, S. 11–14

[Kernbichler et al. 1991] W. Kernbichler et al., D-Helium-3 in field reversed configurations — RUBY: an international reactor study, *Proc. of the 13th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research Held by the IAEA, Washington D.C., 1–6 Oct. 1990*, *Nuclear Fusion Suppl.* 1991, Vol.3, 555–566.

[Kessler 1993] G. Kessler, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Stellungnahme der Sachverständigen zum Fragenkatalog (KDRs 12/21) für die öffentliche Anhörung am 8. November 1993 in Bonn, Bundeshaus, NH 1903 zum Thema: „Stand und Entwicklungsperspektiven der Kernreakorteknik und Entsorgung“, 4. November 1993.

[KFA 1993] Kernforschungszentrum Jülich; Fortschritte in der Energietechnik, für eine wirtschaftliche, umweltschonende und schadensbegrenzende Energieversorgung, Prof. Dr. Schulden zum 70. Geburtstag, Monographie des Forschungszentrums Jülich, Band 8, 1993.

[Khorochev 1998] M. Khorochev, Nutzung von Plutonium im Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor. Forschungszentrum Jülich, Jül-3577, Sept. 1998.

[Kirchner 1990] G. Kirchner, A New Hazard Index for the Determination of Risk Potentials of Disposed Radioactive Wastes, *J. Environ. Radioactivity* 11 (1990), 71–95.

[Kirchner 1995] G. Kirchner, Isolationszeiträume für die Endlagerung radioaktiver Abfälle, in: IPPNW(Hrsg.), *Die Endlagerung radioaktiver Abfälle — Risiken und Probleme*, Stuttgart Leipzig: Hirzel, 1995, S. 85–97.

[Knizia 1988] K. Knizia, M. Simon, Betriebserfahrung mit dem THTR-300 und Zukunftsaussichten für den Hochtemperaturreaktor, *atomwirtschaft* 8/9, 1988, S. 435–442.

[Kohler 1989] T. Kohler, E. Thöne, Institut für Kernenergetik und Energiesysteme, Universität Stuttgart, Analyse der Einsatzmöglichkeiten von Kernheizwerken in der BRD, Tagungsbericht zur Jahrestagung Kerntechnik '89, ISSN 0720-9207, Mai 1989, S. 679–682.

- [Kollert 1994] R. Kollert, Die Politik der latenten Proliferation — Militärische Nutzung „friedlicher“ Kerntechnik in Westeuropa, Deutscher Universitäts-Verlag, Wiesbaden, 1994.
- [Kröger 1989] W. Kröger, Safety Aspects Of New HTGR Designs In The Federal Republic of Germany, Int. Workshop on „Safety of Nuclear Installation of the Next Generation and Beyond“, Chicago, August 28–31, 1989.
- [Kröger 1997] W. Kröger, Sustainable Development of Energy Supply, Paper presented at the Int. Conf. On Environment and Survival of Nuclear Energy, 27–29 Oct. 1997, Washington D. C.
- [Krugmann 1992] U. Krugmann, M. Yvon, J. Czech, D. Lange: Das Sicherheitskonzept des EPR; Herbst 1992.
- [KTG 1995] Kerntechnische Gesellschaft (KTG), French Nuclear Energy Society (SFEN), Tagungsband zur: SFEN/KTG Conference on the EPR Projekt, Straßburg 13.–14. Nov. 1995.
- [KTG 1997] German Nuclear Society/Kerntechnische Gesellschaft (KTG), French Nuclear Energy Society (SFEN) (ed.), The European Pressurized Water Reactor EPR, Proceedings KTG/SFEN Conference, Cologne 13.–21. Oct. 1997, inform-verlag, Bonn 1997.
- [Kugeler 1993a] K. Kugeler, W. Fröhling, Kernforschungszentrum Jülich, Investitionskosten von HTR-Modulreaktoren, Atomwirtschaft, Januar 1993.
- [Kugeler 1993b] K. Kugeler, Kernforschungszentrum Jülich, Stellungnahme der Sachverständigen zum Fragenkatalog (KDRs 12/21) für die öffentliche Anhörung am 8. November 1993 in Bonn, Bundeshaus, NH 1903 zum Thema: „Stand und Entwicklungsperspektiven der Kernreakorteknik und Entsorgung“, 26. Oktober 1993.
- [Kugeler 1998] Schriftliche Anmerkungen von Prof. Dr.-Ing. Kurt Kugeler (Forschungszentrum Jülich GmbH, Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik (ISR)) zum Kapitel 4.3, a) HTR-Modul aus dem Entwurf des Endberichts der „Review Study Fortgeschrittene Nuklearsysteme“ Stand 20.10. 1998; erhalten am 25.11.1998.
- [Lawler et al. 1998] A. Lawler, J. Glanz, Competition heats up on the road to fusion, Science 281 (1998), 26–29.
- [Leny 1993] J.-C. Leny, Deutsch-französische Zusammenarbeit bei der Entwicklung von Kernreaktoren - Vortrag auf der Wintertagung des Deutschen Atomforums (DAfF) 26./27.1.1993.
- [Liebert 1991] W. Liebert, Proliferationsgefahren durch moderne Nukleartechnologien, in: E. Müller, G. Neuneck (Hrsg.), Rüstungsmodernisierung und Rüstungskontrolle, Baden-Baden: Nomos-Verlag, 1991/92, S. 147–167.
- [Liebert et al. 1994] W. Liebert, M. Kalinowski, Ambivalenz im Bereich nuklearer Forschung und Technologie, in: W. Liebert, R. Rilling, J. Scheffran (Hrsg.), Die Janusköpfigkeit von Forschung und Technik. Zum Problem der zivil-militärischen Ambivalenz, Marburg: BdWi-Verlag, Juni 1994, S. 163–179.
- [Liebert 1995] W. Liebert, Der Nichtverbreitungsvertrag für Kernwaffen und das Ziel einer atomwaffenfreien Welt, Universitas 50 (1995), Nr.7, 667–680.
- [Liebert et al. 1996] W. Liebert, M. Kalinowski, E. Kankleit, Bemerkungen zum zivil-militärischen Januskopf der Nukleartechnologie, in: U. Albrecht, U. Beisiegel, R. Braun, W. Buckel (Hrsg.), Der Griff nach dem atomaren Feuer, Frankfurt: Peter Lang Verlag, 1996, S. 95–106.

[Liebert 1997 a] W. Liebert, Aussichten nuklearer Energieversorgung für die Zukunft — Zentrale Fragen und Probleme in der gegenwärtigen Diskussion um die Kernspalt- und Fusionsenergie, in: W. Bender/IANUS (Hrsg.), Verantwortbare Energieversorgung für die Zukunft, TUD-Schriftenreihe Wissenschaft und Technik, Darmstadt 1997, S. 255–297.

[Liebert 1997b] W. Liebert, Managing Proliferation Risks from Civilian and Weapon-Grade Plutonium and Enriched Uranium: A Comprehensive Cutoff Convention, Commissioned paper, in: J. Rotblat, M. Monuma (eds.), Proceedings of the 45<sup>th</sup> Pugwash Conference on Science and World Affairs „Towards a Nuclear-Weapon-Free World“, Hiroshima, Japan, 23–29 July 1995, Singapore, New Jersey, London, Hongkong: World Scientific, 1997, p. 418–435.

[Liebert et al. 1997] W. Liebert, M. Kalinowski, Läßt sich die Kernenergienutzung gegen militärischen Gebrauch sichern?, in: W. Liebert, F. Schmithals (Hrsg.), Tschernobyl und kein Ende? — Argumente für den Ausstieg, Szenarien für Alternativen, Münster: agenda, 1997; S. 175–185.

[Lovins 1980] A. B. Lovins, L. Hunter Lovins, Atomenergie und Kriegsgefahr, Rowohlt, Reinbek, 1981 [engl. Original, Energy War, San Francisco, 1980].

[Magill et al. 1997] J. Magill, et al.: Accelerators and (Non-) Proliferation, Paper presented at ANS Winter Meeting in Albuquerque, New Mexico, Nov. 16–20, 1997.

[Magill et al. 1998] J. Magill, et al.: Accelerator Driven Systems – An Ecological and Sustainable Nuclear Option for Future Energy Generation? Proliferation and Waste Toxicity Considerations. Beitrag zum Fachgespräch „Neue Nukleartechnologien im Spannungsfeld von Naturwissenschaft und Ethik“, Darmstadt, 11–14 März 1998.

[Mark 1993] Carson Mark, Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium, Science & Global Security 4 (1993), 111–124.

[McIntyre 1992] B.A. McIntyre, R.K. Beck, Westinghouse Advanced Passive 600 Plant, Nuclear Safety, Vol. 33, No.1, Januar-März 1992, Seiten 36–46.

[Miller 1990] M. Miller, Are IAEA Safeguards on Plutonium Bulk-Handling Facilities Effective?, Nuclear Control Institute, Washington D.C., Aug. 1990.

[Mourou et al. 1998] G. Mourou, C. Barty, M. Perry, Ultrahigh-intensity lasers: Physics of the extreme on the tabletop, Physics Today, Jan. 1998, 22–28.

[NAGRA 1994] J.C. Alder, D.F. McGinnes, NAGRA: Model Radioactive Waste Inventory for Swiss Waste Disposal Projects; NAGRA Technical Report 93-21; Juni 1994.

[NAS 1994] National Academy of Science, Committee on International Security and Arms Control, Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium, National Academy Press, Washington D.C., 1994.

[NAS 1995] National Academy of Science, Committee on International Security and Arms Control, Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium, Reactor-Related Options, National Academy Press, Washington D.C., 1995.

[Nicholls 1998] D. R. Nicholls, Eskom sees a nuclear futur in the pebble bed, Nuclear Engineering International, Dezember 1998, Seiten 12–16.

[NRC 1992] National Research Council (NRC), Nuclear Power – Technical and Institutional Options for the Future, Washington D.C.: National Academy Press, 1992.

- [NRC 1996] National Research Council (NRC), Nuclear Wastes — Technologies for Separations and Transmutations, National Academy Press, Washington D. C., 1996.
- [NRC 1998] Nuclear Regulatory Commission (NRC), Tip:2 - Design Certification - Next Generation of Reactors, Internet Web-Seite der NRC: <http://www.nrc.gov/OPA/gmi/tip/tip9802.htm>, 6.10.1998.
- [NuclWeek 1989] Nucleonics Week, Outlook On Advanced Reactors — A Special Report, 30. März 1998.
- [NuclWeek 1996] Nucleonics Week; Vol 37, No. 42, 17. October, 1996, Seite 8 u. 9.
- [NuclWeek 1997a] Nucleonics Week, Vol 38, No. 18, 1. Mai, 1997, Seite 4.
- [NuclWeek 1997b] Nucleonics Week; Vol. 38, Nr. 43, 23. Oktober 1997, Seite 4.
- [NuclWeek 1997c] Nucleonics Week, Vol 38, No. 44, 30. Oktober 1997.
- [NuclWeek 1998a] Nucleonics Week, Vol 39, No. 7, 23. Juli, 1998, Seite 5.
- [NuclWeek 1998b] Nucleonics Week, Vol 39, No. 37, 10. September, 1998, Seite 4.
- [NuclWeek 1998c] Nucleonics Week, Vol 39, No. 7, 12. Februar, 1998, Seite 3.
- [NuclWeek 1998d] Nucleonics Week, Vol 39, No. 45, 5. November, 1998, Seite 1.
- [NuclWeek 1998e] Nucleonics Week, Vol 39, No. 48, 26. November, 1998, Seite 7/8.
- [OECD 1991] Nuclear Energy Agency (NEA) / Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD), Small and Medium Reactors (Vol. 1, Status and Prospects; Vol. 2, Technical Supplement), Paris 1991.
- [Öko-Institut 1989a] B. Fischer, L. Hahn, M. Sailer, Bewertung der Ergebnisse der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (Gutachten i.A. des Ministers für Soziales, Gesundheit und Energie des Landes Schleswig-Holstein), Darmstadt, Oktober 1989.
- [Öko-Institut 1989b] C. Küppers, B. Nockenberger, M. Sailer, G. Schmidt, Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekte der Kernenergienutzung — Studie im Rahmen der Enquête-Kommission „Vorsorge zum Schutz der Erdatmosphäre“ des Deutschen Bundestages, Darmstadt, Oktober 1989.
- [Öko-Institut 1990] L. Hahn, B. Nockenberger, Beurteilung der in- und ausländischen Konzepte für kleine Hochtemperaturreaktoren - Gutachten im Auftrag von Greenpeace, Darmstadt, März 1990.
- [Öko-Institut 1994] L. Hahn, C. Küppers, Berechnung der möglichen Strahlenbelastung von Bürgern der Stadt Schweinfurt nach einem Unfall mit frühzeitiger Freisetzung radioaktiver Stoffe im KKW Grafenrheinfeld (Studie i. A. der Stadt Schweinfurt), Darmstadt, März 1994.
- [Öko-Institut 1995] R. Bähr, C. Küppers, K. Müller, M. Sailer, Gutachten zu den Umweltaspekten des SEAFP-Berichtes, Gutachten im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt der Republik Österreich, Darmstadt, Mai 1995.
- [Omberg 1988] R.P. Omberg, D.M. Lucoff, A. Padilla, A.E. Waltar, Westinghouse Hanford Company; The Role of LMRs for next generation power reactors; in: Proceedings international topical meeting on Safety of next generation power reactors, Seattle, Ma 1–5, 1988, S. 89–95.

- [OTA 1987] Office of Technology Assessment (OTA), Starpower. The U.S. and the International Quest for Fusion Energy, U.S. Congress, Washington 1987.
- [OTA 1995] Office of Technology Assessment (OTA), The Role of TPX and Alternative Concepts: The Fusion Energy Program, U.S. Congress, Government Printing Office, 1995.
- [PCAST 1995] J. Holdren et al., The U.S. Program of Fusion Energy Research and Development, Report of the Fusion Review Panel, The President's Committee of Advisors on Science and Technology (PCAST), Washington, July 1995.
- [PCAST 1997] J. Holdren et al., Report to the President on Federal Energy Research and Development for the Challenges of the Twenty-First Century, President's Committee of Advisors on Science and Technology (PCAST), Panel on Energy Research and Development, Washington, Nov. 1997.
- [Pease et al. 1989] R.S. Pease et al., Environmental, Safety-Related and Economic Potential of Fusion Power. Main Report by the EEF Study Group, Brussels 1989.
- [Perry et al. 1994] M. Perry, G. Mourou, Terrawatt to Petawatt subpicosecond lasers, *Science* 264 (1994), 917–924.
- [Piet 1986] S.J. Piet, Approaches to Achieving Inherently Safe Fusion Power Plants, *Fusion Technology*, 10(1986), S. 7–30.
- [Pinkau 1997] K. Pinkau, Energie aus der Kernfusion — Stand der Forschung, *atomwirtschaft (atw)* 42. Jg. (1997), 157–161.
- [Pluta 1987] P.R. Pluta et al., PRISM: An Innovative Inherently Safe Modular Sodium Cooled Breeder Reactor, in: *Advances in Nuclear Sciences and Technology*, Vol. 19, 1987.
- [Powell et al. 1994] J. Powell, M. Todosow: The ADAPT Concept – An Accelerator Driven System for the Rapid and Efficient Disposal of Plutonium, pp. 151–158, in: [Arthur et al. 1995].
- [PSI 1996] R. Brogli, K. Foskolos, C. Goetzmann, W. Kröger, A. Stanculescu, P. Wydler, Fortgeschrittene nukleare Systeme im Vergleich, PSI-Bericht Nr. 96-17, Paul Scherrer Institut, Villigen, Sep. 1996.
- [Pukhov et al. 1996] A. Pukhov, J. Meyer-ter-Vehn, Fast ignitor concept — Numerical simulations, in: S. Nakai, G. Miley (eds.), *Laser Interactions and Related Plasma Phenomena*, American Institute of Physics, New York, 1996, 213–218.
- [Radkau 1983] J. Radkau, Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft 1945–1975. Verdrängte Alternativen in der Kerntechnik und der Ursprung der nuklearen Kontroverse, Rowohlt, Reinbek, 1983.
- [Reimann 1997] M. Reimann, Unsicherheiten und Risiken bei Kernschmelzunfällen im EPR, in: [EPR 1997], S. 34–53.
- [Roche et al. 1995] C. Roche, et al.: Some preliminary considerations on the economical issues of the energy amplifier. CERN/AT/95-45 (ET), 1995.
- [RTPC 1997] Radkowsky Thorium Power Corporation (RTPC): Business Plan. Draft Date: October 1997. Verfügbar unter: [www.rtpc.com](http://www.rtpc.com).
- [RTPC 1998a] Galperin, A.; Todosow, M.: Private Mitteilungen vom 16. und 17. Oktober 1998.
- [RTPC 1998b] Radkowsky, A.: Private Mitteilungen vom 8. November 1998.

- [Rubbia 1995] C. Rubbia, et al.: A Realistic Plutonium Elimination Scheme with Fast Energy Amplifiers and Thorium-Plutonium Fuel. CERN/AT/95-53 (ET), 1995.
- [Rubbia 1996] C. Rubbia: A Preliminary Estimate of the Economic Impact of the Energy Amplifier. CERN/LHC/96-01 (EET), 1996.
- [Rubbia 1997a] C. Rubbia, et al.: Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative to Geologic Storage: the Case of Spain. CERN/LHC/97-01, 1997.
- [Rubbia 1997b] C. Rubbia, et al.: Cern-Group Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier, in: Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste. Status report. IAEA-TECDOC-985, November 1997.
- [Salvatores 1997] M. Salvatores, et al.: ADS programs in France, in: Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste. Status report. IAEA-TECDOC-985, November 1997.
- [Schaper 1991] A. Schaper, Arms Control at the Stage of Research and Development? — The Case of Inertial Confinement Fusion, *Science & Global Security*, Vol. 2 (1991), pp. 279.
- [Schaper et al. 1992] A. Schaper, W. Liebert, W. Smit, B. Elzen New Technological Developments and the Non-Proliferation Regime — Re-directing and Constraining R&D: the Case of Laser Fusion, Laser Isotope Separation, and the Use of Highly Enriched Uranium, in: H.G. Brauch et al. (Hrsg.), *Controlling the Development and Spread of Military Technology*, Amsterdam 1992, 121–138.
- [Schittenhelm et al. 1995] M. Schittenhelm, J. Raeder, Comments on the Report of the ÖKO-Institut concerning SEAFP, 7 Dec. 1995.
- [Schmidt 1995] G. Schmidt, Die Entstehung radioaktiver Abfälle und ihre Endlagerung, in: IPPNW (Hrsg.), *Die Endlagerung radioaktiver Abfälle — Risiken und Probleme*, Stuttgart/Leipzig: Hirzel, 1995, S. 9–83.
- [Schriber 1998a] S. O. Schriber: Welcome and Introduction, MIT ATW Technical Review, Jan. 15–16 1998.
- [Schriber 1998b] S. O. Schriber, Accelerator-Driven Transmutation of Waste: An Opportunity, Hearing on Advanced Nuclear Technologies, United States Senate, Mai 1998.
- [Schumacher 1993] O. Schumacher, H. Ziggel, R. Donderer, Kollert & Donderer Bremen, Fortgeschrittene Reaktorkonzepte, im Auftrag des Ausschusses für Reaktorsicherheit des Beirates für Fragen der Kernenergie der Niedersächsischen Landesregierung, März 1993.
- [Schulten 1990] R. Schulten, K. Kugeler, P.W. Phlippen, KFA; Zur Technischen Gestaltung von passiv sicheren Hochtemperaturreaktoren; Forschungszentrum Jülich GmbH, Berichte Nr. 2352, April 1990.
- [SEAFP 1995] J. Raeder, I. Cook, F. Morgenstern, E. Salpiero, R. Bünde, E. Ebert, Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP), Report of the SEAFP Project, European Commission, Dir. Gen. XII, EROFUBRU XII-217/95, Brussels, June 1995.
- [Serber 1943/1992] R. Serber, *The Los Alamos Primer — The First Lectures on How to Build an Atomic Bomb* (edited by Richard Rhodes), University of California Press, Berkeley, 1992.
- [Sheffield 1994] J. Sheffield, The Physics of Magnetic Fusion Reactors, *Reviews of Modern Physics* 66 (1994), 1015–1103.

- [Shvedov 1997] O.V. Shvedov, et al., ADS program in Russia, in: Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste. Status report. IAEA-TECDOC-985, November 1997.
- [SIPRI 1979] Stockholm International Peace Research Institute (SIPRI), Nuclear Energy and Nuclear Weapon Proliferation, Taylor & Francis, London, 1979.
- [Smit et al. 1980] W.A.Smit, P.Boksma, Laser Fusion, The Bulletin of the Atomic Scientists, Dec. 1980, S.34–38.
- [Sommer 1988] H. Sommer, B. Ribbat, GHR 10 MW: the technical concept of the gas cooled heating reactor, Nuclear Engineering and Design 109 (1988), S. 123–128.
- [Stahl 1998] W. Stahl (Bundesanstalt f. Geowissenschaften und Rohstoffe, Hannover), Die weltweiten Reserven der Energierohstoffe: Mangel oder Überfluß?, in: J.-Fr. Hake et al., Energieforschung 1998, Schriften des Forschungszentrums Jülich, 1998.
- [Steinhauer et al.1996] L.Steinhauer et al., FRC 2001: A white paper on FRC development in the next five years, Fusion Technology Vol.30, Sept. 1996, 116–127.
- [STOA 1991] Ute Blohm-Hieber (ed.), Study on European Research into Controlled Thermonuclear Fusion, European Parliament, Scientific and Technological Options Assessment (STOA), Luxembourg, July 1991.
- [STOA 1996] E. Negro, Photovoltaics and Controlled Thermonuclear Fusion: A Case Study in European Energy Research, STOA working document, EN, Mai 1995, PE 166.094.
- [Takahashi 1997] H. Takahashi, et al.: Brookhaven National Laboratory ADS concepts (USA), in: Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste. Status report. IAEA-TECDOC-985, November 1997.
- [TETRA 1994] Schnelle Brutreaktoren mit flüssigem Blei als Wärmeträger — die Zukunft der Kernenergetik; Auszug aus einer Veröffentlichung in der Zeitschrift „Energetitscheskoje stroitelstwo“ Nr.6 (Juni) 1993 - Forschungsinstitut für Energietechnologie (NIKIET); erschienen in: Kernenergie in der GUS, Ausgabe Nr. 2 Februar 1994, Energie Technologie Transfer GmbH (Herausgeber).
- [Teuchert et al. 1986] T. Teuchert, K.A. Haas, Nonproliferation Issue of the Pebbled Bed High-Temperature Reactor, Nuclear Technology, Vol. 72, Februar 1986, S. 218–222.
- [Traube 1997] K. Traube, Zu ökonomischen Aspekten des Europäischen Druckwasserreaktors (EPR), in: [EPR 1997], S. 34–53.
- [Toth 1997] L.M. Toth et al., Review of ORNL's MSR Technology and Status, in: [Condé 1997], S. 91–100.
- [TÜV-Hannover 1989] Technische Überwachungs-Verein Hannover, Sicherheitstechnische Konzeptbeurteilung der HTR-2-Modul Kraftwerksanlage, Bericht im Auftrag des Bundesministeriums für Forschung und Technologie, Oktober 1989.
- [USP 1998] United States Patent. Patent Number: 5,737,375. Date of Patent: April 7, 1998.
- [Venneri 1998a] Francsco Venneri: ATW Overview, MIT ATW Technical Review, Jan. 15–16 1998.
- [Venneri 1998b] Francsco Venneri: ATW Program Plan and Summary, MIT ATW Technical Review, Jan. 15–16 1998.

[Venneri et al. 1998] Francesco Venneri et al.: Disposition of Nuclear Waste Using Subcritical Accelerator-Driven Systems: Technology Choices and Implementation Scenario, 6th International Conference on Nuclear Engineering, ICON-6, May 10–15, 1998.

[v.Lensa 1998] Schriftliche Anmerkungen von Dr. Werner von Lensa (Forschungszentrum Jülich GmbH, Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik (ISR)) zum Kapitel 4.4, GHR aus dem Entwurf des Endberichts der „Review Study Fortgeschrittene Nuklearsysteme“ Stand 27.11. 1998; erhalten am 9.12.1998.

[Wachholz 1985] W. Wacholz, HTR-GmbH; Hochtemperaturreaktoren für die Produktion von Elektrizität und Prozeßwärme; Referat auf der Informationstagung vom 24/25 Juni 1985 in Zürich-Oerlikon der Schweizerischen Vereinigung für Atomenergie.

[Weinberg et al. 1984] A. Weinberg, J. Spiewak, J. Barkenbus, R. Livingston, D. Phung, The Second Nuclear Era (Research Memorandum), Institute for Energy Analysis, Oak Ridge Associated Universities, ORAU (IEA-84-6(M)), 1984.

## Abkürzungsverzeichnis

a	Jahr
ABB	Asea Brown Boveri
ABC	Accelerator-Based Conversion
ADS	Accelerator Driven Systems (Beschleunigergetriebene Systeme)
ADTT	Accelerator Driven Transmutation Technology (Beschleunigergetriebene Transmutationstechnologie)
AECL	Atomic Energy of Canada Ltd.
ALMR	Advanced Liquid Metal Reactor (Fortgeschrittener Flüssigmetall-Reaktor)
ALWR	Advanced Light Water Reactor (Fortgeschrittener Leichtwasserreaktor)
APT	Accelerator driven Production of Tritium (Beschleunigergetriebene Produktion von Tritium)
APWR	Advanced Pressurized Water Reactor (Fortgeschrittener Druckwasserreaktor)
AP600	Advanced Passive (Fortgeschrittener Druckwasserreaktor von 600 MW Leistung)
AtG	Deutsches Atomgesetz
ATW	Accelerator-driven Transmutation of Waste (Beschleunigergetriebene Transmutation von Abfällen), Projekt des Los Alamos National Laboratory, USA
BBW	Bundesamt für Bildung und Wissenschaft, Schweiz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Deutschland
Bq	Becquerel, Einheit für die Aktivität einer radioaktiven Substanz, 1 Bq entspricht einem Zerfall pro Sekunde.
BWR	Boiling Water Reactor (Siedewasserreaktor)
CANDU	CANadian Deuterium Uranium reactor (Kanadischer Schwerwasser-Natururanreaktor)
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique, Frankreich
CERN	Laboratoire Européen pour la Physique des Particules (Europäisches Forschungszentrum für Teilchenphysik), früher Centre Européen de la Recherche Nucléaire, Genf
Ci	Curie, Einheit für die Aktivität einer radioaktiven Substanz, 1 Ci entspricht 37.000.000.000 Zerfällen pro Sekunde (Bq).
D	Deuterium (schwerer Wasserstoff)
DEMO	Magnetfusions-Demonstrationsreaktor
DOE	US-Department of Energy
DRS	Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke
DWR	Druckwasserreaktor
D <sub>2</sub> O	Schweres Wasser

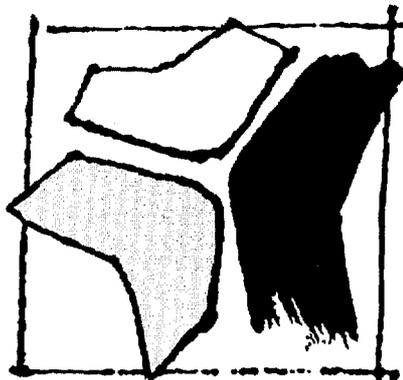
EA	Energy Amplifier (Energieverstärker), Projekt eines beschleunigergetriebenen Reaktors am CERN
ECU	European Currency Unit (Europäische Währungseinheit)
EdF	Electricité de France
EFR	European Fast Reactor (Europäischer schneller Reaktor)
ENEL	Ente Nazionale per l'Energia Elettrica, Italienische Energiegesellschaft
EPR	European Pressurized-water Reactor (Europäischer Druckwasserreaktor), Konzept von Siemens/Framatome
EPRI	Electric Power Research Institute, USA
EVU	Energieversorgungsunternehmen
FDA	Final Design Approval
FuE	Forschung und Entwicklung
FZJ	Forschungszentrum Jülich, früher KFA, Deutschland
GAU	Größter Anzunehmender Unfall
GeV	Giga-Elektronenvolt, Energieeinheit, 1 GeV entspricht $1,602 \cdot 10^{-10}$ Joule
GHR	Gasgekühlter Heiz-Reaktor
GPR	Groupe Permanente Réacteur (Reaktorsicherheitskommission), Frankreich
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Deutschland
GSI	Gesellschaft für Schwerionenforschung, Deutschland
HEU	Highly Enriched Uranium (Hochangereichertes Uran)
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit von Kernanlagen, Schweiz
HTR	Hochtemperatur-Reaktor
IAEA/IAEO	International Atomic Energy Agency / Internationale Atomenergieorganisation
IANUS	Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit der Technischen Universität Darmstadt
ICF	Inertial Confinement Fusion (Inertial- oder Trägheitseinschlussfusion)
ICRP	International Commission on Radiation Protection
ITER	Internationaler Thermonuklearer Experimental-Reaktor
JAERI	Japan Atomic Energy Research Institute (Japanisches Forschungszentrum für Atomenergie)
KEMA	N.V. Tot Keuring van Elektrotechnische Materialen, Niederlande
KFA	Forschungszentrum Jülich FZJ, früher KFA Kernforschungsanlage Jülich
KKW	KernKraftWerk
kW	Kilowatt (= 1000 Watt)

kWh	Kilowattstunde
LEU	Low Enriched Uranium (Schwach angereichertes Uran)
LINAC	LINear ACcelerator (Linearbeschleuniger)
LMR	Liquid Metal Reactor (Flüssigmetall-Reaktor)
LWR	Light Water Reactor (Leichtwasserreaktor)
MHTGR	Modular High Temperature Gas-cooled Reactor (Modularer Hochtemperatur-Gasgekühlter-Reaktor)
MOX	Mischoxid, Plutonium und Uran enthaltender Brennstoff
MSR	Molten Salt Reactor (Salzschmelzereaktor)
mA	milliAmpere (der tausendste Teil eines Amperes)
MeV	Mega-Elektronenvolt, Energieeinheit, 1 MeV entspricht $1,602 \cdot 10^{-13}$ Joule
MW	Megawatt (= 1 Million Watt)
MWe	Megawatt elektrische Leistung
MWth	Megawatt thermische Leistung
NPI	Nuclear Power International, eine Tochterfirma von Framatome und Siemens AG
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA)
NVV	Nichtverbreitungsvertrag für Kernwaffen
N4	französische LWR-Linie
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
ORNL	Oak Ridge National Laboratory, USA
OTA	Office of Technology Assessment, USA
PA	Pilotanlage
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor (Druckwasser/Schwerwasser-Reaktor)
PIUS	Process Inherent Ultimate Safety, Reaktor-Konzept von ABB und UE&C
PNC	Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, Japan
PRISM	Power Reactor Inherently Safe Module, Reaktor-Konzept von General Electric
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalysen / Probabilistic Safety Analysis
PSI	Paul Scherrer Institut
PUREX	Plutonium-URanium EXtraction, Chemisches Verfahren zur Abtrennung von Plutonium und Uran aus abgebranntem Brennstoff
RDB	Reaktordruckbehälter
RSK	Reaktorsicherheitskommission, Deutschland
RTF	Radkowsky Thorium Fuel (Thorium Brennstoff der RTPC)
RTPC	Radkowsky Thorium Power Corporation, USA
RTR	Radkowsky Thorium Reactor

RVACS	Reactor Vessel Air Cooling System (Reaktorgefäß-Luftkühlungsvorrichtung)
RWE	Rheinisch Westfälische Elektrizitätswerke
R&D	Research & Development (FuE)
SAFR	Sodium Advanced Fast Reactor (Fortgeschrittener schneller natriumgekühlter Reaktor)
SBWR	Simplified Boiling Water Reactor (Vereinfachter Siedewasser-Reaktor)
SEAFP	Safety and Environmental Assessment of Fusion Power, Europäische Fusion-Studie
SIR	Safe Integral Reactor
SNR	Schneller Natriumgekühlter Reaktor, Kalkar, Deutschland
Sv	Sievert, Maßeinheit für die biologische Wirkung ionisierender Strahlung
SWR	Siedewasser-Reaktor
SWU	Separation Work Unit, Maßeinheit für die zur Urananreicherung aufgewendete Arbeit
T	Tritium, (superschwerer Wasserstoff)
TA	Technikfolgen-Abschätzung / Technology Assessment
THOREX	THORium EXtraction, Chemisches Verfahren zur Abtrennung von Thorium aus abgebranntem Brennstoff
UE&C	United Engineers & Constructors
UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Authority
UN	United Nations (Vereinte Nationen)
WA	Wiederaufarbeitung
WWER	russischer LWR

## Zuletzt erschienene Publikationen des SWR Dernières publications du CSS

<b>F&amp;B 1/1998</b>	F. Da Pozzo, M. von Ins. – Beitrag zu einem Indikatorensystem für die Wissenschafts- und Technologiepolitik : Fakten und Bewertungen für die Ziele der schweizerischen Forschungspolitik 2000-2003
<b>FOP 53/1998</b>	Evaluation der geisteswissenschaftlichen Forschung in der Schweiz : Ergebnisse und Empfehlungen des Schweizerischen Wissenschaftsrates. Kurzfassung = Evaluation de la recherche en sciences humaines en Suisse : résultats et recommandations du Conseil suisse de la science. Synthèse
<b>FOP 54/1998</b>	Evaluation des Schweizerischen Instituts für Kunstwissenschaft (SIK) : Bericht und Empfehlungen des Schweizerischen Wissenschaftsrates
<b>FS 15a/1997</b>	Zielvorstellungen für die Entwicklung der Schweizerischen Hochschulen. Periode 2000-2003 : Vorschläge des SWR an den Bundesrat
<b>FS 15b/1997</b>	Grandes orientations pour le développement des Universités et Hautes Ecoles suisses 2000-2003 : propositions du CSS au Conseil fédéral
<b>FS 16/1997</b>	E. Maurer, E. Zeltner. - Einführung von Graduiertenkollegs in der Schweiz : Empfehlungen und Denkanstösse eines Vergleichs von Bildungsangeboten
<b>HP 17/1998</b>	E. Delhez, corresponding authors: R. Braidotti, Chr. Rammrath. – Institutionalisation of Gender Studies / Women's Studies in Europe
<b>HP 18a/1998</b>	F.-X. Merrien, A.-Ch. Buttet, F. Anselmo. – La nouvelle gestion publique de l'enseignement supérieur aux Pays-Bas : étude et évaluation d'une réforme institutionnelle : étude mandatée par le CSS et le DFJ VD
<b>HP 18b/1998</b>	F.-X. Merrien, A.-Ch. Buttet, F. Anselmo. – La nouvelle gestion publique de l'enseignement supérieur : réflexion stratégique : objectifs, moyens, faisabilité : étude mandatée par le CSS et le DFJ VD
<b>TA 29/1998/d</b>	PubliForum : "Strom und Gesellschaft" 15.-18. Mai 1998 in Bern : Bericht des Bürgerpanels
<b>TA 29/1999/fr</b>	PubliForum : „Electricité et Société" 15-18 Mai à Berne : rapport du panel de citoyens
<b>TA 29/1998/i</b>	PubliForum : "Elettricità e società" 15-18 Maggio 1998 a Berna : rapporto dei cittadini
<b>TA 29/1998/e</b>	PubliForum : "Electricity and Society" 15.-18. May 1998 at Bern : Citizen Panel Report
<b>TA 30/1998</b>	B. Hüsing, E.M. Engels, Th. Frick, K. Menrad, Th. Reiss. - Xenotransplantation
<b>TA 31/1998</b>	L. Vodoz, B. Pfister, J. Blaser. – Internet et politique en Suisse : Quel impact pour les organisations intermédiaires?
<b>TA 32/1999</b>	A. Eckhardt. – Genterapie
<b>TA 33/1999</b>	Risiko Internet : Meinungen und Tatsachen : Zusammenfassung der TA-Studie „Internet – schöne neue Welt?" = Les risques d'internet – de la croyance à la réalité : résumé de l'étude TA „Internet – schöne neue Welt?"



SCHWEIZERISCHER WISSENSCHAFTSRAT  
CONSIGLIO SVIZZERO DELLA SCIENZA  
CONSEIL SUISSE DE LA SCIENCE

