



ELSEVIER

Nuclear Engineering and Design 218 (2002) 13–23

**Nuclear Engineering and Design**

[www.elsevier.com/locate/nucengdes](http://www.elsevier.com/locate/nucengdes)

# Overview of the 10 MW high temperature gas cooled reactor — test module project

Yuanhui Xu \*, Kaifen Zuo

*Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China*

Received 11 July 2001; received in revised form 24 February 2002; accepted 11 March 2002

## Abstract

This paper discusses the historical development of the high temperature gas cooled reactor (HTGR) in China. China's development strategy of the HTGR will be explained in this text. The aim, design, construction and commissioning of the 10 MW HTGR — test module (HTR-10) will be explained herein. The engineering experiments, which were developed for the HTR-10, will also be introduced. The experience leading to an accumulation of knowledge during the development of China's HTGR will be summarized in this article. © 2002 Elsevier Science B.V. All rights reserved

## Abstract

In diesem Beitrag wird die historische Entwicklung des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors (HTGR) in China erörtert. Chinas Entwicklungsstrategie für den HTGR wird in diesem Text erläutert. Das Ziel, der Entwurf, der Bau und die Inbetriebnahme des 10-MW-HTGR-Testmoduls (HTR-10) werden hier erläutert. Die technischen Experimente, die für den HTR-10 entwickelt wurden, werden ebenfalls vorgestellt. Die Erfahrungen, die zu einer Anhäufung von Wissen während der Entwicklung von Chinas HTGR geführt haben, werden in diesem Artikel zusammengefasst. © 2002 Elsevier Science B.V. Alle Rechte vorbehalten

---

\* Corresponding author. Tel.: + 86-10-62784808; fax: + 8610-69771464.  
E-mail address: [inezkf@tsinghua.edu.cn](mailto:inezkf@tsinghua.edu.cn) (Y. Xu).

**1. Looking back on the HTGR program in China**

In China the Research and Development Program for the high temperature gas cooled reactor (HTGR) began in the mid-1970s. The Institute of Nuclear Energy Technology (INET) was the most renowned and esteemed Institute in China for the HTGR Research and Development Program. At that time the target for the construction of a 100 MW(+) thorium thermal breeder was set in place. The conceptual design of a pebble bed HTGR with a core-blanket of two zones was completed (Zhao et al., 2001). This conceptual design was characterized by:

2. the compactness (high specific power)
3. high breeding ratio (approaching unity in such a small reactor)
4. operating ability (inherently stable, on-load refueling property, etc.)

The HTGR was designed for operating on a thorium cycle. Computer codes for reactor neutron physics and thermal hydraulics, etc. were developed. A series of experiments were carried out in parallel. These experiments included:

1. a 1:10 pre-stressed concrete reactor vessel modeling test
2. a 1:10 all-graphite core structure modeling seismic test
3. a test for the fuel elements handling system (including the components)
4. a mechanical strength or force test for the inclined specially shaped graphite support beams at the bottom of the core (in which the thrust force applied to the outermost graphite structure using steel balls served as the binding force while the structure was allowed to expand and contract freely)

5. a test of the 1: 2.7 and 1:1 control rod drive model
6. experiments for two-phase flow stability and vibration-induced wear of the steam generator
7. tests of oil lubricated bearings for helium blowers
8. the static sealing test

**1. Rückblick auf das HTGR-Programm in China**

In China begann das Forschungs- und Entwicklungsprogramm für den gasgekühlten Hochtemperaturreaktor (HTGR) Mitte der 1970er Jahre. Das Institute of Nuclear Energy Technology (INET) war das renommierteste und angesehenste Institut in China für das HTGR-Forschungs- und Entwicklungsprogramm. Zu dieser Zeit wurde das Ziel des Baus eines thermischen Thorium-Brüters mit einer Leistung von 100 MW(+) festgelegt. Der konzeptionelle Entwurf eines Kugelhaufen-HTGR mit einem Kernmantel aus zwei Zonen wurde fertig gestellt (Zhao et al., 2001). Dieses Konzept zeichnete sich aus durch:

2. die Kompaktheit (hohe spezifische Leistung)
3. hohes Brutverhältnis (annähernd eins in einem so kleinen Reaktor)
4. die Betriebsfähigkeit (inhärent stabil, Fähigkeit zum Nachladen unter Last usw.)

Der HTGR wurde für den Betrieb mit einem Thoriumzyklus konzipiert. Es wurden Computerprogramme für die Reaktor-Neutron-Physik, die Thermohydraulik usw. entwickelt. Parallel dazu wurde eine Reihe von Experimenten durchgeführt. Diese Experimente umfassten:

1. einen Modellversuch für einen Reaktorbehälter aus Spannbeton im Verhältnis 1:10
2. einen seismischen Modellversuch für die 1:10 Ganzgraphit-Kernstruktur
3. einen Test für das Brennelementhandhabungssystem (einschließlich der Komponenten)
4. einen mechanischen Festigkeits- oder Krafttest für die geneigten, speziell geformten Graphit-Stützbalken am Boden des Kerns (wobei die mit Stahlkugeln auf die äußerste Graphitstruktur ausgeübte Druckkraft als Bindungskraft diente, während sich die Struktur frei ausdehnen und zusammenziehen konnte)

5. Test des Steuerstabantriebsmodells 1:2,7 und 1:1
6. Versuche zur Stabilität der Zweiphasenströmung und zum vibrationsbedingten Verschleiß des Dampferzeugers
7. Versuche an ölgeschmierten Lagern für Heliumgebläse
8. der statische Dichtungstest

<p>9. research on chemical reprocessing of the thorium-containing spent fuel (including the separation of uranium and thorium from the spent fuel and for the trapping of protactinium in high-silicon micro-porous glass and the fluid-bed steam de-nitration of the thorium nitrate solution)</p> <p>10. the nuclear graphite development</p> <p>11. research of technology for fuel elements</p> <p>The construction of this reactor was postponed indefinitely for various reasons, mainly the financing of the project</p>	<p>9. die Forschung zur chemischen Wiederaufbereitung thoriumhaltiger abgebrannter Brennelemente (einschließlich der Abtrennung von Uran und Thorium aus den abgebrannten Brennelementen und des Einschlusses von Protactinium in mikroporösem Glas mit hohem Siliziumgehalt sowie der Wirbelschicht-Dampf-Denitration der Thoriumnitratlösung)</p> <p>10. die Entwicklung von Nukleargraphit</p> <p>11. die Erforschung der Technologie für Brennelemente</p> <p>Der Bau dieses Reaktors wurde aus verschiedenen Gründen auf unbestimmte Zeit verschoben, hauptsächlich wegen der Finanzierung.</p>
<p>During the sixth Five-Year Plan (1981 - 1985), the State Science and Technology Committee started to financially support research for the basic technology of the HTGR. The main goal was to accomplish the design of the High Temperature Reactor Module (HTR-Module), research the safety a mechanical strength or force test for the inclined specially shaped graphite support features of the HTR-Module, and develop computer codes for reactor neutron physics, thermal hydraulics and safety analyses. The conceptual designs for 'HTR-Module-334' (Zhong and Gao, 1985), an HTR-Module with a 334-MW thermal output and fuel multi-pass mode, as well as 'HTR-OTTO-200' (Zhong and Gao, 1985), an HTR-Module with 200-MW thermal output and once-through-then-out mode were completed.</p> <p>Meanwhile a modification was made to a German HTR-Module design. The new design (Wang, 1982) almost doubled the thermal output from that of the original design (from 250 to 500 MW(t)) for a single module) without sacrificing the inherent safety features and while significantly improving the economics. The essential idea of this design was the adoption of a zoned core with a non-fuelled central column of graphite balls. Since the inner core contains no fuel, the hot point moves outward and the maximum fuel element temperature, after the hypothetical loss of all of the coolant, will never rise above the safety margin of 1600 °C. A prestressed concrete vessel was chosen because of its larger core diameter design value.</p> <p>In parallel, a study of heat source</p>	<p>Während des sechsten Fünfjahresplans (1981-1985) begann das Staatliche Komitee für Wissenschaft und Technologie mit der finanziellen Unterstützung der Forschung für die Basistechnologie des HTGR. Das Hauptziel bestand darin, die Konstruktion des Hochtemperaturreaktormoduls (HTR-Modul) zu vollenden, die Sicherheit eines mechanischen Festigkeits- oder Krafttests für die geneigten, speziell geformten Graphitstützen des HTR-Moduls zu erforschen und Computerprogramme für die Neutronenphysik des Reaktors, die Thermohydraulik und Sicherheitsanalysen zu entwickeln. Die konzeptionellen Entwürfe für das "HTR-Modul-334" (Zhong und Gao, 1985), ein HTR-Modul mit 334 MW thermischer Leistung und Brennstoff-Multipass-Betrieb, sowie für das "HTR-OTTO-200" (Zhong und Gao, 1985), ein HTR-Modul mit 200 MW thermischer Leistung und Einmal-Durchlauf-Betrieb, wurden abgeschlossen.</p> <p>In der Zwischenzeit wurde eine Design-Modifikation für ein deutsches HTR-Modul vorgenommen. Mit dem neuen Entwurf (Wang, 1982) wurde die thermische Leistung gegenüber dem ursprünglichen Entwurf fast verdoppelt (von 250 auf 500 MWt) für ein einzelnes Modul), ohne die inhärenten Sicherheitsmerkmale zu opfern und bei gleichzeitiger deutlicher Verbesserung der Wirtschaftlichkeit. Der Grundgedanke dieses Entwurfs war die Einführung eines gezonten Kerns mit einer nicht mit Brennstoff gefüllten zentralen Säule aus Graphitkugeln. Da der innere Kern keinen Brennstoff enthält, verschiebt sich der heiße Punkt nach außen, und die maximale Brennelementtemperatur wird nach einem hypothetischen totalen Kühlmittel-Verlust nie über die Sicherheitsmarge von 1600 °C ansteigen. Wegen des größeren Kerndurchmessers wurde ein Spannbetonbehälter gewählt.</p> <p>Parallel dazu wurde eine Studie über die Verteilung von Wärmequellen für verschiedene</p>

<p>distribution for various industries was completed in order to explore the possibility of using the HTGR as a heat source for uses other than electrical power generation. The conclusion of this study was based on China's technical knowledge and at that time it seemed probable that the HTGR could be used for heavy oil recovery in addition to use in the petro-chemical and chemical refining industries. INET and Juelich Center, Germany, jointly completed a technical and economic feasibility study using the HTGR as a heat source for heavy oil recovery and for the petro-chemical industry. Shenli Oil Field, the largest heavy oil field in China, and the Yanshan Chemical Complex were candidates involved to determine the use of our HTGR as a heat source. Siemens/KWU and BBC/HRB were also involved in this feasibility study. Results of this study (INET and KFA, 1988) showed that from a technical viewpoint it is possible to use the HTGR for both the heavy oil production and chemical refining industries. Economically, under some conditions, it is also possible to compete with fossil fuel plant.</p>	<p>Industriezweige durchgeführt, um die Möglichkeit zu untersuchen, den HTGR als Wärmequelle für andere Zwecke als die Stromerzeugung zu nutzen. Die Schlussfolgerung dieser Studie basierte auf Chinas technischem Wissen, und zu diesem Zeitpunkt war es wahrscheinlich, dass der HTGR neben der Verwendung in der petrochemischen und chemischen Raffinerieindustrie auch für die Schwerölgewinnung eingesetzt werden könnte. INET und das KFA Jülich, Deutschland, haben gemeinsam eine technische und wirtschaftliche Machbarkeitsstudie zur Nutzung des HTGR als Wärmequelle für die Schwerölgewinnung und die petrochemische Industrie durchgeführt. Das Shenli-Ölfeld, das größte Schwerölfeld Chinas, und der Yanshan-Chemiekomplex waren Kandidaten, die sich für den Einsatz unseres HTGR als Wärmequelle interessierten. Siemens/KWU und BBC/HRB waren ebenfalls an dieser Machbarkeitsstudie beteiligt. Die Ergebnisse dieser Studie (INET und KFA, 1988) zeigten, dass es aus technischer Sicht möglich ist, den HTGR sowohl für die Schwerölproduktion als auch für die chemische Raffinerieindustrie zu nutzen. Aus ökologischer Sicht ist es unter bestimmten Bedingungen auch möglich, mit Anlagen für fossile Brennstoffe zu konkurrieren.</p>
<p>After launching China's National High Technology Research and Development Program in 1986 (designated the 863 Program) the HTGR Research and Development Program has been involved in the field of energy for the 863 Program. The HTGR was recognized as one of the most advanced reactors for use during the 21st century because of the inherent safety features of the HTGR. From 1986 through 1990 eight research topics for vital technologies (Zhao et al., 2001), were defined and put in place. These eight topics included:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. a conceptual design and the programming of computer codes for reactor neutron physics, thermal hydraulics and the analysis of safety issues</li> <li>2. development of a manufacturing process for fuel elements</li> <li>3. the reprocessing of the thorium - uranium fuel cycle</li> <li>4. the internal design of the ceramic reactor together with a stress analysis</li> <li>5. development of the helium technology</li> <li>6. design of the pressure vessels</li> <li>7. development of a fuel handling system</li> </ol>	<p>Nach dem Start von Chinas nationalem Forschungs- und Entwicklungsprogramm für Hochtechnologie im Jahr 1986 (genannt 863-Programm) war das HTGR-Forschungs- und Entwicklungsprogramm im Bereich Energie für das 863-Programm tätig. Der HTGR wurde als einer der fortschrittlichsten Reaktoren für den Einsatz im 21. Jahrhundert anerkannt, da er über inhärente Sicherheitsmerkmale verfügt. Von 1986 bis 1990 wurden acht Forschungsthemen für wichtige Technologien (Zhao et al., 2001) definiert und umgesetzt. Zu diesen acht Themen gehörten:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. ein konzeptioneller Entwurf und die Programmierung von Computerprogrammen für die Neutronenphysik des Reaktors, die Thermohydraulik und die Analyse von Sicherheitsfragen</li> <li>2. die Entwicklung eines Herstellungsverfahrens für Brennelemente</li> <li>3. die Wiederaufarbeitung des Thorium-Uran-Brennstoffkreislaufs</li> <li>4. der innere Aufbau des keramischen Reaktors zusammen mit einer Spannungsanalyse</li> <li>5. die Entwicklung der Heliumtechnologie</li> <li>6. die Auslegung der Druckbehälter</li> <li>7. die Entwicklung eines Brennstoffhandlungssystem</li> </ol>

8. development of materials

Many experimental apparatus were set up. These apparatus included:

1. graphite ball burning equipment for reprocessing
2. the helium loop
3. a manufacturing laboratory of fuel elements
4. various instrumentation for defining the characteristics of fuel elements
5. apparatus for handling the fuel system
6. the helium purification test loop

A theoretical calculation for the HTR-Module with a 200-MW thermal output was completed. Progress in material development included:

1. nuclear grade graphite
2. high temperature insulation
3. the production of high temperature alloys for the steam generator

It was intended to start building a real HTGR reactor after completing the eight research topics noted above.

Why did China recognize the HTRG as one of the most advanced reactors to be developed in the 863 Program? China reached this conclusion based on the history of nuclear energy development, considerations of economic competitiveness, and issues of safety that have hindered the use of nuclear energy worldwide. When comparing the higher electricity cost and the higher initial investment for nuclear power plants as compared to fossil fuel power plants, utility companies usually prefer using their fossil fuel resources to using nuclear power plants. The accidents at TMI and Chernobyl nuclear power plants caused people to be really concerned with the safe operation of nuclear power plants. Public acceptance issues occurred after these accidents and the acceptance of nuclear power plants was at an all time low. For the new generation of nuclear energy systems the number one concern is safety. On the other hand the viewpoint from the economic marketplace explains that nuclear power plants can replace fossil fuel power plants only if the electricity costs of nuclear power plants are less than or at least equal to the electricity costs of the fossil fuel power plants.

8. Entwicklung von Werkstoffen

Es wurden zahlreiche Versuchsgeräte aufgebaut. Zu diesen Apparaten gehören:

1. die Graphitkugel-Brennvorrichtung für die Wiederaufbereitung
2. der Heliumkreislauf
3. ein Fertigungslabor für Brennelemente
4. verschiedene Instrumente zur Bestimmung der Eigenschaften von Brennelementen
5. Geräte zur Handhabung des Brennstoffsystems
6. der Helium-Reinigungs-Testkreislauf

Eine theoretische Berechnung für das HTR-Modul mit einer thermischen Leistung von 200 MW wurde abgeschlossen. Zu den Fortschritten bei der Materialentwicklung gehören:

1. Graphit in Nuklearqualität
2. Hochtemperatur-Isolierung
3. die Herstellung von Hochtemperaturlegierungen für den Dampferzeuger

Mit dem Bau eines echten HTGR-Reaktors sollte nach Abschluss der acht oben genannten Forschungsthemen begonnen werden.

Wieso erkannte China den HTRG als einen der fortschrittlichsten Reaktoren, die im Rahmen des Programms 863 entwickelt werden sollten? China kam zu diesem Schluss aufgrund der Geschichte der Entwicklung der Kernenergie, der wirtschaftlichen Wettbewerbsfähigkeit und der Sicherheitsprobleme, die die Nutzung der Kernenergie weltweit behindert haben. Wenn man die höheren Stromkosten und die höheren Anfangsinvestitionen für Kernkraftwerke mit denen für fossile Brennstoffe vergleicht, ziehen Versorgungsunternehmen in der Regel die Nutzung ihrer fossilen Brennstoffressourcen der Nutzung von Kernkraftwerken vor. Die Unfälle in den Kernkraftwerken TMI und Tschernobyl haben dazu geführt, dass sich die Menschen große Sorgen über den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken machen. Nach diesen Unfällen kam es zu Akzeptanzproblemen in der Öffentlichkeit, und die Akzeptanz von Kernkraftwerken war auf einem historischen Tiefstand. Für die neue Generation von Kernenergiesystemen ist die Sicherheit das wichtigste Anliegen. Andererseits wird aus marktwirtschaftlicher Sicht erklärt, dass Kernkraftwerke fossile Kraftwerke nur dann ersetzen können, wenn die Stromkosten von Kernkraftwerken unter oder mindestens gleich den Stromkosten der fossilen Kraftwerke sind.

Presently the existing reactors in the world have enough safety margins to control beyond design basic accidents. It seems, however, that current safety measures to control beyond design basic accidents are not enough to convince the public to accept the use of nuclear power plants. In other words, modifications and improvements must be made if the public is to find the use of nuclear power plants acceptable. Nuclear power plants based on the HTR-Module could well win public acceptance because the HTR-Module has unique, inherently safe features. German experts have proven that the temperature of the fuel elements will not exceed the 1600 °C limit during any accident and, thus, that core-melt equivalent accidents in HTR-Module are not possible (Lohnert, 1990). Since the core could not melt, the environment outside the HTR-Module could not be contaminated.

During the 1980's we concluded that the possibility of economic efficiency could be realized using series manufacturing and high thermal efficiency in the Modular HTGR with a steam turbine cycle. Economic competitiveness with, at the least, light water reactors and possibly fossil fuel power plants can be achieved. Also, a low initial investment would be an advantage for China or for any developing country. This one advantage would allow nuclear power plants to be introduced into the global marketplace.

Based on the two considerations mentioned above INET decided to continue developing the Modular HTGR, taking the opportunity to use the support of the 863 Program. This was done during the time when developing the HTGR was unacceptable in most other countries.

After making the decision about which type of reactors would be developed in China, the next decision became, how do we develop these reactors? There were several options on how to introduce the HTGR into the Chinese market. One option would be to initiate a joint venture with a foreign country or corporation with the objective of building a prototype of the Modular HTGR plant. It would, however, be easier and faster to introduce the Modular HTGR into the Chinese market if China were to build the Modular HTGR itself. The reason for this is that the

Die bestehenden Reaktoren in der Welt verfügen derzeit über ausreichende Sicherheitsmargen, um auslegungüberschreitende Unfälle zu beherrschen. Es scheint jedoch, dass die derzeitigen Sicherheitsmaßnahmen zur Beherrschung auslegungüberschreitender Unfälle nicht ausreichen, um die Öffentlichkeit von der Nutzung von Kernkraftwerken zu überzeugen. Mit anderen Worten, es müssen Änderungen und Verbesserungen vorgenommen werden, wenn die Öffentlichkeit den Einsatz von Kernkraftwerken akzeptieren soll. Kernkraftwerke auf der Basis des HTR-Moduls könnten die Akzeptanz der Bevölkerung gewinnen, weil das HTR-Modul einzigartige, inhärent sichere Eigenschaften aufweist. Deutsche Experten haben nachgewiesen, dass die Temperatur der Brennelemente bei einem Unfall die 1600 °C-Grenze nicht überschreiten wird und somit kernschmelzäquivalente Unfälle im HTR-Modul nicht möglich sind (Lohnert, 1990). Da der Kern nicht schmelzen kann, kann die Umgebung außerhalb des HTR-Moduls nicht kontaminiert werden.

In den 1980er Jahren kamen wir zu dem Schluss, dass die Möglichkeit der Wirtschaftlichkeit durch Serienfertigung und hohen thermischen Wirkungsgrad im modularen HTGR mit einem Dampfturbinenkreislauf realisiert werden kann. Die wirtschaftliche Wettbewerbsfähigkeit kann zumindest mit Leichtwasserreaktoren und möglicherweise mit Kraftwerken mit fossilen Brennstoffen erreicht werden. Außerdem wäre eine niedrige Anfangsinvestition ein Vorteil für China oder jedes andere Entwicklungsland. Dieser eine Vorteil würde es ermöglichen, Kernkraftwerke auf dem Weltmarkt einzuführen.

Auf der Grundlage der beiden oben genannten Überlegungen beschloss INET, die Entwicklung des modularen HTGR fortzusetzen und dabei die Unterstützung des Programms 863 zu nutzen. Dies geschah zu einer Zeit, in der die Entwicklung des HTGR in den meisten anderen Ländern inakzeptabel war.

Nachdem die Entscheidung getroffen war, welcher Reaktortyp in China entwickelt werden sollte, stellte sich die nächste Frage: Wie entwickeln wir diese Reaktoren? Es gab mehrere Möglichkeiten, wie der HTGR auf dem chinesischen Markt eingeführt werden könnte. Eine Möglichkeit wäre die Gründung eines Joint Ventures mit einem ausländischen Land oder Unternehmen mit dem Ziel, einen Prototyp der modularen HTGR-

<p>Modular HTGR technology had already been developed elsewhere in the world and it would therefore be unnecessary to build an experimental reactor in China. This, of course, is usually the first step for developing new types of reactors. However, the investment to obtain governmental support would have been too high to be realized. We also needed to take into consideration the Chinese industrial base. Therefore the risk of this option was high.</p>	<p>Anlage zu bauen. Es wäre jedoch einfacher und schneller, den Modularen HTGR auf dem chinesischen Markt einzuführen, wenn China den Modularen HTGR selbst bauen würde. Der Grund dafür ist, dass die modulare HTGR-Technologie bereits anderswo in der Welt entwickelt wurde und es daher unnötig wäre, einen Versuchsreaktor in China zu bauen. Dies ist natürlich normalerweise der erste Schritt bei der Entwicklung neuer Reaktortypen. Die Investitionen zur Erlangung staatlicher Unterstützung wären jedoch zu hoch gewesen, um sie zu realisieren. Außerdem mussten wir die chinesische industrielle Basis berücksichtigen. Daher war das Risiko dieser Option hoch.</p>
<p>Another option was to start building an experimental reactor with a small thermal power rate in order to acquire the know-how needed to use the Modular HTGR technologies. This would produce a practical model to exhibit the inherent safety features of this type of reactor. Of course this experimental reactor should represent the basic features of the Modular HTGR so that it would be easy to complete the prototype of the Modular HTGR, without the investment for this experimental reactor being prohibitive. INET realized that this option was the more realistic and more suitable for the existing conditions at that time in China. Besides, INET has had good cooperation with Juelich Center and Siemens/Interatom in Germany since 1980s and had some knowledge about pebble bed reactor under German experts help. Especially Siemens expressed that they would like to support INET to develop a HTGR program from both technology and finance sides at some conditions at that time. Therefore INET with Siemens/Interatom decided to build a 10 MW HTGR-Test Module (HTR-10) at the INET (Steinwarz and Xu, 1990).</p>	<p>Eine weitere Option war, mit dem Bau eines Versuchsreaktors mit geringer thermischer Leistung zu beginnen, um das für den Einsatz der modularen HTGR-Technologien erforderliche Know-how zu erwerben. Dadurch würde ein praktisches Modell entstehen, das die inhärenten Sicherheitsmerkmale dieses Reaktortyps demonstriert. Natürlich sollte dieser Versuchsreaktor die grundlegenden Merkmale des Modularen HTGR repräsentieren, so dass es einfach wäre, den Prototyp des Modularen HTGR fertig zu stellen, ohne dass die Investitionen für diesen Versuchsreaktor unerschwinglich wären. Das INET kam zu dem Schluss, dass diese Option die realistischere und für die damaligen Bedingungen in China geeignetere ist. Außerdem hat INET seit den 1980er Jahren eine gute Zusammenarbeit mit dem Zentrum Jülich und Siemens/Interatom in Deutschland und verfügte mit Hilfe deutscher Experten über einige Kenntnisse über Kugelhaufenreaktoren. Insbesondere Siemens äußerte, dass sie das INET bei der Entwicklung eines HTGR-Programms sowohl technologisch als auch finanziell zu bestimmten Bedingungen unterstützen wollten. Daher beschloss das INET zusammen mit Siemens/Interatom, ein 10 MW HTGR-Testmodul (HTR-10) am INET zu bauen (Steinwarz und Xu, 1990).</p>

## 2. Design concept and objectives of the HTR-10

It was very clear that the design, construction and operation of the HTR-10 were significant steps toward the commercialization of the Modular HTGR in China. This may indeed influence the future development of the HTGR. The successful design, construction and operation of the HTR-10 would certainly promote and accelerate the commercialization of the Modular HTGR. Should any problem occur that we were unable to resolve during the design, construction and operation of the HTR-10, governmental support of the Modular HTGR would become limited or possibly end. The successful conceptual design of the HTR-10 became a crucial issue.

During the conceptual design of the HTR-10 the following critical issues were taken into consideration (Sun and Xu, 2000):

(1) A pebble bed reactor was chosen rather than a block reactor. The reason for choosing the pebble bed reactor was that we had already been involved for almost 20 years in the research of the components and computer codes for this type of reactor. INET has had a positive and productive research affiliation with German corporations and academic institutions. Technically we found that the German design of the HTR-Module would be more suitable for China to develop and would provide an easier transition from our smaller experimental reactor to a larger prototype reactor.

(2) The 10 MW thermal power rate would be suitable for both the initial investment, supported by the 863 Program, and also the transition, because the scaling from the HTR-10 to a prototype HTR-Module is not too large. Meanwhile the manufacturing industries in China already have the capacity and equipment to manufacture the components needed for building the HTR-10. No additional manufacturing equipment would be needed. This manufacturing capacity could accelerate the construction of the HTR-10 while lowering the cost of the initial investment.

(3) In order to ease the transition from the HTR-10 to a prototype HTR-Module without re-doing research and development in the future, the HTR-10 should,

## 2. Entwurfskonzept und Ziele des HTR-10

Es war klar, dass der Entwurf, der Bau und der Betrieb des HTR-10 ein wichtiger Schritt in Richtung Kommerzialisierung des modularem HTGR in China war. Dies kann in der Tat die zukünftige Entwicklung des HTGR beeinflussen. Der erfolgreiche Entwurf, Bau und Betrieb des HTR-10 würde die Kommerzialisierung des modularen HTGR sicherlich fördern und beschleunigen. Sollte ein Problem auftreten, das wir während der Entwicklung, des Baus und des Betriebs des HTR-10 nicht lösen können, würde die staatliche Unterstützung für den Modularen HTGR eingeschränkt oder möglicherweise eingestellt werden. Der erfolgreiche konzeptionelle Entwurf des HTR-10 wurde zu einer entscheidenden Frage.

Bei der Konzeption des HTR-10 wurden die folgenden kritischen Punkte berücksichtigt (Sun und Xu, 2000):

(1) Es wurde ein Kugelhaufenreaktor anstelle eines Blockreaktors gewählt. Der Grund für die Wahl des Kugelhaufenreaktors war, dass wir bereits seit fast 20 Jahren an der Erforschung der Komponenten und Computerprogramme für diesen Reaktortyp beteiligt waren. Das INET hat eine positive und produktive Forschungszusammenarbeit mit deutschen Unternehmen und akademischen Einrichtungen. Technisch gesehen waren wir der Meinung, dass das deutsche Design des HTR-Moduls für die Entwicklung in China besser geeignet ist und einen leichteren Übergang von unserem kleineren Versuchsreaktor zu einem größeren Prototypreaktor ermöglichen würde.

(2) Die thermische Leistung von 10 MW wäre sowohl für die Anfangsinvestition, die durch das Programm 863 unterstützt wird, als auch für den Übergang geeignet, da die Skalierung vom HTR-10 zu einem Prototyp-HTR-Modul nicht zu groß ist. Die Fertigungsindustrien in China verfügen bereits über die Kapazitäten und die Ausrüstung zur Herstellung der für den Bau des HTR-10 erforderlichen Komponenten. Es wären keine zusätzlichen Produktionsanlagen erforderlich. Diese Fertigungskapazitäten könnten den Bau des HTR-10 beschleunigen und gleichzeitig die Kosten für die Erstinvestition senken.

(3) Um den Übergang vom HTR-10 zu einem Prototyp des HTR-Moduls zu erleichtern, ohne dass Forschung und Entwicklung in der Zukunft erneut durchgeführt werden müssen, sollte der



<p>fundamentally, represent the critical features used in the HTR-Module, e.g. the side-by-side, multi-loading mode, control rods at the reflector sides, confinement and etc. These components might cause the design of the HTR- 10 to become more complex. It was crucial, however, to include these features when building the HTR-10. After the successful operation of the HTR-10, it would be easier to build the prototype HTR-Module if China had the expertise to manufacture the larger sized components. The uranium enrichment is higher than one HTR-Module because of a smaller reactor core volume. Using the HTR-10 for the gas turbine cycle test, the arrangement of the steam generator pressure vessel would, in the future, be slightly different in the HTR-10. In order to use the HTR-10 for executing safety experiments, additional design considerations were made for some systems, e.g. the cavity-cooling system which is used not only for the removal of residual heat but is, in addition, used for removing the reactor operating power during mass fuel elements experiment at a temperature of 1600 °C. That is, the HTR-10 will operate at lower power to heat up the core without the operation of second circuit (heat sink) until the temperature of fuel elements approach 1600 °C. Only the cavity-cooling system will be operated to make the heat balance and cool the concrete. Therefore most of the fuel elements will reach the temperature of about 1600 °C. Then it will be possible to measure the helium radioactivity and to investigate the fuel elements performances.</p>	<p>HTR-10 grundsätzlich die kritischen Merkmale des HTR-Moduls aufweisen, z. B. den Side-by-Side- und Multi-Loading-Modus, Steuerstäbe an den Reflektorseiten, Confinement usw. Diese Komponenten könnten dazu führen, dass die Konstruktion des HTR-10 komplexer wird. Es war jedoch von entscheidender Bedeutung, diese Merkmale beim Bau des HTR-10 zu berücksichtigen. Nach dem erfolgreichen Betrieb des HTR-10 wäre es einfacher, den Prototyp des HTR-Moduls zu bauen, wenn China über das Know-how zur Herstellung der größeren Komponenten verfügt. Die Urananreicherung ist aufgrund des kleineren Reaktorkernvolumens höher als bei einem HTR-Modul. Bei Verwendung des HTR-10 für den Gasturbinentest würde die Anordnung des Dampferzeuger-Druckbehälters im HTR-10 in Zukunft etwas anders sein. Um den HTR-10 für die Durchführung von Sicherheitsexperimenten nutzen zu können, wurden für einige Systeme zusätzliche konstruktive Überlegungen angestellt, z.B. für das Hohlraumkühlsystem, das nicht nur zur Abfuhr der Nachwärme, sondern auch zur Senkung der Reaktorbetriebsleistung während des Massenbrennelemente-Experiments bei einer Temperatur von 1600 °C eingesetzt wird. Das heißt, der HTR-10 wird mit geringerer Leistung betrieben, um den Kern ohne den Betrieb des zweiten Kreislaufs (Wärmesenke) aufzuheizen, bis sich die Temperatur der Brennelemente 1600 °C nähert. Nur das Hohlraum-Kühlsystem wird betrieben, um den Wärmeausgleich zu schaffen und den Beton zu kühlen. Daher werden die meisten Brennelemente eine Temperatur von etwa 1600 °C erreichen. Dann wird es möglich sein, die Radioaktivität des Heliums zu messen und die Leistung der Brennelemente zu untersuchen.</p>
<p>(4) The decision was made to use the HTR-10 to generate electricity although its power rate would be limited. The advantage of using the HTR-10 to generate electricity was to save operating costs and to show a 'real power station' instead of an experimental reactor. Successful operation of the HTR-10 would be crucial in obtaining permission from the Chinese government for the construction of the HTR-Module in order to meet the future energy needs of China.</p> <p>(5) HTGR applications and safety-related experiments were taken into</p>	<p>(1) Es wurde beschlossen, den HTR-10 zur Stromerzeugung zu nutzen, obwohl seine Leistung begrenzt sein würde. Der Vorteil der Verwendung des HTR-10 zur Stromerzeugung bestand darin, Betriebskosten zu sparen und ein "echtes Kraftwerk" anstelle eines Versuchsreaktors zu zeigen. Der erfolgreiche Betrieb des HTR-10 wäre entscheidend, um von der chinesischen Regierung die Genehmigung für den Bau des HTR-Moduls zu erhalten, um den künftigen Energiebedarf Chinas zu decken.</p> <p>(2) HTGR-Anwendungen und sicherheitsrelevante Experimente wurden bei der Konzipierung</p>

consideration during the conceptual design. These applications and safety-related issues included: a test of the mass fuel elements at a temperature of 1600 °C and the investigation of the possibility of nuclear processing heat applications.

In short, the main objectives of the HTR-10 were (Steinwarz and Xu, 1990):

1. to acquire know-how to design, construct and operate the HTGRs
2. to establish an irradiation and experimental facility
3. to demonstrate the inherent safety features of the Modular HTGR
4. to test electricity and heat co-generation and closed cycle gas turbine technology
5. to complete the research and development work for nuclear processing heat applications

berücksichtigt. Zu diesen Anwendungen und sicherheitsrelevanten Fragen gehörten: ein Massentest der Brennelemente bei einer Temperatur von 1600 °C und die Untersuchung der Möglichkeit von Prozesswärmeanwendungen.

Kurzum, die Hauptziele des HTR-10 waren (Steinwarz und Xu, 1990):

1. Erwerb von Know-how für die Auslegung, den Bau und den Betrieb von HTGRs
2. die Errichtung einer Bestrahlungs- und Versuchsanlage
3. die inhärenten Sicherheitsmerkmale des modularen HTGR zu demonstrieren
4. Erprobung der Kraft-Wärme-Kopplung und der Gasturbinentechnologie mit geschlossenem Kreislauf
5. Abschluss der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für nukleare Prozesswärmeanwendungen

### 3. HTR-10 design, construction and commissioning

INET decided to carry out, jointly, with Siemens/Interatom, the conceptual design of the HTR-10 reactor. This joint design was initiated in order to obtain more experience and a better understanding from the Siemens/Interatom teams. After the decision was made by the Chinese authority to build the HTR-10, we could then begin from a superior starting point. The conceptual design began in 1988 at the INET. Ten INET engineers were assigned to Siemens/Interatom to master the design of the HTR-Module and to implement the conceptual design of the HTR-10. This joint conceptual design was finished in 1990 (Steinwarz and Xu, 1990). Unfortunately the continuation of this joint venture to finalize the conceptual design of the HTR-10 was interrupted.

During 1991 -1992 INET completed a pre-feasibility study for the HTR-10 Project. Necessary procedures to initiate a project in China were also completed. Permission for building the HTR-10 was issued by the State Council in March 1992. After the building permit was issued INET compiled the Environmental Impact Report for the HTR-10 to determine the HTR-10's site. We submitted this report to the National Environmental Protection Administration in mid-1992. This Environment Impact Report was reviewed by an environmental committee with expertise in the field of nuclear energy. This report was approved in December 1992. This Environmental Impact Report is only one of the required applications for the reactor site. The Sitting and Seismic Report, for the HTR-10, was submitted to the National Nuclear Safety Administration. After an exhaustive examination of this report the reactor site was approved in December 1992.

Meanwhile, the basic design was really started. In order to have a uniform standard for creating and reviewing the design, INET complied with the 'Design Criteria for the HTR-10' and the 'Standard Content and Format of the Safety Analysis Report of the HTR-10'. Both of these Standards were approved by the National Nuclear Safety Administration in September 1992 and March 1993, respectively. After completing the basic design of the HTR-10, INET asked

### 3. Entwurf, Bau und Inbetriebnahme des HTR-10

Das INET beschloss, gemeinsam mit Siemens/Interatom die konzeptionelle Auslegung des HTR-10-Reaktors vorzunehmen. Dieser gemeinsame Entwurf wurde initiiert, um mehr Erfahrung und ein besseres Verständnis der Siemens/Interatom-Teams zu erhalten. Der konzeptionelle Entwurf begann 1988 am INET. Zehn INET-Ingenieure wurden zu Siemens/Interatom entsandt, um das Design des HTR-Moduls zu beherrschen und das konzeptionelle Design des HTR-10 umzusetzen. Dieser gemeinsame Entwurf wurde 1990 abgeschlossen (Steinwarz und Xu, 1990). Leider wurde die Fortführung des gemeinsamen Projekts zur Fertigstellung des HTR-10 unterbrochen.

In den Jahren 1991-1992 führte INET eine Vorstudie zur Machbarkeit des HTR-10-Projekts durch. Auch die notwendigen Verfahren zur Initiierung eines Projekts in China wurden abgeschlossen. Die Genehmigung für den Bau des HTR-10 wurde vom Staatsrat im März 1992 erteilt. Nach Erteilung der Baugenehmigung erstellte INET den Umweltverträglichkeitsbericht für den HTR-10, um den Standort des HTR-10 zu bestimmen. Diesen Bericht reichten wir Mitte 1992 bei der nationalen Umweltschutzbehörde ein. Dieser Umweltverträglichkeitsbericht wurde von einem Unterausschuss mit Fachkenntnissen auf dem Gebiet der Kernenergie geprüft. Dieser Bericht wurde im Dezember 1992 genehmigt. Dieser Umweltverträglichkeitsbericht ist nur einer der erforderlichen Anträge für den Reaktorstandort. Der Standort- und Erdbeben-Report, für den HTR-10, wurde der National Nuclear Safety Administration vorgelegt. Nach einer eingehenden Prüfung dieses Berichts wurde der Reaktorstandort im Dezember 1992 genehmigt.

In der Zwischenzeit wurde mit dem grundlegenden Entwurf begonnen. Um einen einheitlichen Standard für die Erstellung und Überprüfung des Entwurfs zu haben, hielt sich INET an die 'Design Criteria for the HTR-10' und den 'Standard Content and Format of the Safety Analysis Report of the HTR-10'. Beide Standards wurden von der National Nuclear Safety Administration im September 1992 bzw. im März 1993 genehmigt. Nach Fertigstellung der Grundkonstruktion des HTR-10 beauftragte INET Siemens/Inter-

Siemens/Inter-atom to review the basic design of our HTR-10. This review would be based on meaningful experience available in Germany during the construction and operation of their HTGR. We would also have access to the knowledge the Siemens/Interatom teams obtained during their advanced designing of the HTR-Module. The Siemens/Interatom review was completed in August 1994. Siemens/Interatom made many productive comments and suggestions that were particularly valuable for the detailed design and construction of the HTR-10. INET then co-operated with other academic institutes in China and began the detailed design of the HTR-10. The Architecture Institute of Tsinghua University was responsible for designing the building that would house the reactor. The Nuclear Power Institute of China created the design for the helium purification system. China's Electric Power Technology Import and Export Corporation was responsible for the design of the Power Conversion Unit. In addition to the equipment and parts noted above, the design of all of the remaining systems and their general implementation was accomplished by various teams at INET.

atom, die Grundkonstruktion unseres HTR-10 zu überprüfen. Diese Überprüfung sollte auf den Erfahrungen beruhen, die in Deutschland mit dem Bau und Betrieb des HTGR gemacht wurden. Wir hätten auch Zugang zu dem Wissen, das die Siemens/Interatom-Teams bei der fortgeschrittenen Entwicklung des HTR-Moduls gewonnen haben. Die Siemens/Interatom-Überprüfung wurde im August 1994 abgeschlossen. Siemens/Interatom machten viele produktive Anmerkungen und Vorschläge, die für die detaillierte Auslegung und den Bau des HTR-10 besonders wertvoll waren. INET arbeitete daraufhin mit anderen akademischen Instituten in China zusammen und begann mit dem detaillierten Entwurf des HTR-10. Das Architekturinstitut der Tsinghua-Universität war für den Entwurf des Gebäudes verantwortlich, in dem der Reaktor untergebracht werden sollte. Das Nuclear Power Institute of China erstellte den Entwurf für das Heliumreinigungssystem. Die chinesische Electric Power Technology Import and Export Corporation war für den Entwurf der Stromumwandlungsanlage verantwortlich. Zusätzlich zu den oben genannten Ausrüstungen und Teilen wurde die Konstruktion aller übrigen Systeme und deren allgemeine Umsetzung von verschiedenen Teams des INET durchgeführt.

The procedure to license the HTR-10 is the same procedure used for other nuclear reactors in China. It takes, in general, a two-step procedure: (1) licensing the construction permit and, (2) licensing the commissioning permit. INET, once again, compiled a Preliminary Safety Analysis Report for application of construction permit and submitted this report to the National Nuclear Safety Administration in December 1993. The work involved in licensing the HTR-10 continued for 1 year. After the National Environmental Protection Administration approved the Environmental Impact Report for the HTR-10 for application of a construction permit in September 1994, the National Nuclear Safety Administration formally issued the construction permit in December 1994.

Das Genehmigungsverfahren für den HTR-10 entspricht dem Verfahren, das auch für andere Kernreaktoren in China gilt. Es besteht im Allgemeinen aus zwei Schritten: (1) Erteilung der Baugenehmigung und (2) Erteilung der Inbetriebnahmegenehmigung. INET erstellte erneut einen vorläufigen Sicherheitsanalysebericht für den Antrag auf Baugenehmigung und reichte diesen Bericht im Dezember 1993 bei der Nationalen Behörde für nukleare Sicherheit ein. Die Arbeiten im Zusammenhang mit der Genehmigung des HTR-10 dauerten ein Jahr lang. Nachdem die Nationale Umweltschutzbehörde im September 1994 den Umweltverträglichkeitsbericht für den HTR-10 zur Beantragung der Baugenehmigung genehmigt hatte, erteilte die Nationale Behörde für nukleare Sicherheit im Dezember 1994 formell die Baugenehmigung.

The first tank of concrete for the reactor building was poured on 14 June 1995. The construction of the nuclear island building was finished in October 1997. The conventional island building was finished in 1999.

Der erste Betonbehälter für das Reaktorgebäude wurde am 14. Juni 1995 gegossen. Der Bau des nuklearen Inselgebäudes wurde im Oktober 1997 abgeschlossen. Das konventionelle Inselgebäude wurde im Jahr 1999 fertiggestellt.

The main components of the HTR-10 include the reactor pressure vessel, the steam generator pressure vessel, the steam generator, the hot gas duct pressure vessel, the reactor internal, the control rods driving apparatus and the helium circulator. These components were all manufactured by various industries in Shanghai. Three pressure vessels and the steam generator was installed into the primary cavity of the HTR-10 in November 1998. Installation of the metallic and ceramic reactor internals was completed in December 1999. Installation of the control rod system, the small absorber ball system, the fuel handling system, the helium circulator as well as the power conversion unit were completed in May of 2000. The testing for air leakage of the primary circuit was carried out in August 2000. The leakage rate is less than the technical specification. Pre-operation testing of the primary circuit system and auxiliary systems, at cold conditions, a performance test of the power supply systems as well as testing of the instrumentation and control systems were completed in October 2000.

The Final Safety Analysis Report and the Environmental Impact Report to apply for the commissioning permit was submitted to the National Nuclear Safety Administration and National Environmental Protection Administration respectively in October of 1999. The Final Safety Analysis Report was approved and the commissioning permit was issued by the National Nuclear Safety Administration in November of 2000.

The initial core loading began on 21 November 2000. The HTR-10 reached pre-criticality (interior and not announced) on 1 December 2000. On 21 December 2000 the HTR-10 reached and officially announced the first criticality.

Zu den Hauptkomponenten des HTR-10 gehören der Reaktordruckbehälter, der Dampferzeugerdruckbehälter, der Dampferzeuger, der Heißgasleitungsdruckbehälter, das Reaktorinnere, die Steuerstabantriebsvorrichtung und der Heliumkreislauf. Alle diese Komponenten wurden von verschiedenen Unternehmen in Shanghai hergestellt. Drei Druckbehälter und der Dampferzeuger wurden im November 1998 in den Primärhohlraum des HTR-10 eingebaut. Der Einbau der metallischen und keramischen Reaktoreinbauten wurde im Dezember 1999 abgeschlossen. Die Installation des Steuerstabsystems, des kleinen Absorberkugelsystems, des Brennstoffhandhabungssystems, des Heliumzirkulators und der Energieumwandlungseinheit wurde im Mai 2000 abgeschlossen. Die Prüfung auf Luftleckagen im Primärkreislauf wurde im August 2000 durchgeführt. Die Leckagerate ist geringer als die technische Spezifikation. Im Oktober 2000 wurden Tests vor dem Betrieb des Primärkreislaufs und der Hilfssysteme unter kalten Bedingungen, ein Leistungstest der Stromversorgungssysteme sowie Tests der Instrumentierungs- und Kontrollsysteme abgeschlossen.

Der endgültige Bericht über die Sicherheitsanalyse und der Bericht über die Umweltauswirkungen zur Beantragung der Inbetriebnahmegenehmigung wurden im Oktober 1999 bei der National Nuclear Safety Administration bzw. der National Environmental Protection Administration eingereicht. Der abschließende Sicherheitsanalysebericht wurde genehmigt, und die Genehmigung für die Inbetriebnahme wurde im November 2000 von der National Nuclear Safety Administration erteilt.

Die erste Kernbeladung begann am 21. November 2000. Der HTR-10 erreichte am 1. Dezember 2000 die Vorkritikalität (intern und nicht angekündigt). Am 21. Dezember 2000 erreichte der HTR-10 die erste Kritikalität und gab diese offiziell bekannt.

#### 4. HTR-10 engineering experiments

The HTR-10 incorporates the design features that are the same or similar to the HTR-Module. In the HTR-10 design a few differences to the HTR-Module were made to satisfy Chinese design requirements. For example, the steam generator is composed of a number of modular helical tubes with a small diameter, a pulse pneumatic discharging apparatus is used in the fuel handling system, and step motor driving control rods are used. These differences would cause concern with our design. It is critical to perform engineering experiments that prove the suitability of these new and/or modified components. Therefore a program of engineering experiments for testing the eight HTR-10 key technologies were conducted in INET (Xu et al., 1997). The main intention of these engineering experiments was to verify the design characteristics and performance of the components and systems, and to acquire information on the design and operating experience of the HTR-10.

Those engineering experiments included:

1. a hot gas duct performance test
2. measurement of the temperature mixture degree at the core bottom
3. a two-phase flow stability test for the once-through steam generator
4. a performance test for the pulse pneumatic fuel handling system
5. a performance test of the control rods driving mechanism
6. a validation and verification test for the full digital reactor protection systems
7. a test for the measurement of the neutron absorption cross-section of the reflector graphite
8. a performance test for the helium circulator

##### 4.1. Hot gas duct performance test

The structure used to house the hot gas duct of the HTR-10 is similar to the structure housing the HTR-Module. This structure is composed of an inner tube, outer tube, insulation layer and corundum bricks, etc. The outer tube acts as the supporting structure for the inner tube and insulation layer. Both ends of the outer tube are welded to the corrugated pipes to absorb the thermal expansion. The hot gas duct is divided into five sections for easier installation. Each section

#### 3. Technische Versuche am HTR-10

Der HTR-10 weist die gleichen oder ähnliche Konstruktionsmerkmale wie das HTR-Modul auf. Bei der Konstruktion des HTR-10 wurden einige Unterschiede zum HTR-Modul gemacht, um die chinesischen Konstruktionsanforderungen zu erfüllen. So besteht der Dampferzeuger aus einer Reihe modularer Spiralrohre mit kleinem Durchmesser, im Brennstoffhandhabungssystem wird ein pneumatischer Impulsabwurf verwendet, und die Steuerstäbe werden von Schrittmotoren angetrieben. Diese Unterschiede würden bei unserem Entwurf zu Problemen führen. Es ist von entscheidender Bedeutung, technische Experimente durchzuführen, die die Eignung dieser neuen und/oder geänderten Komponenten belegen. Daher wurde im INET ein Programm von technischen Experimenten zur Prüfung der acht HTR-10-Schlüsseltechnologien durchgeführt (Xu et al., 1997). Das Hauptziel dieser technischen Experimente war es, die Konstruktionsmerkmale und die Leistung der Komponenten und Systeme zu überprüfen und Informationen über die Konstruktion und die Betriebserfahrung des HTR-10 zu sammeln.

Diese technischen Experimente umfassten:

1. ein Heißgaskanalleistungstest
2. die Messung des Temperaturgemischs am Kernboden
3. eine Prüfung der Stabilität der Zweiphasenströmung für den Durchlaufdampferzeuger
4. einen Leistungstest für das pulsierende pneumatische Brennstoffhandhabungssystem
5. einen Leistungstest des Steuerstabantriebsmechanismus
6. einen Validierungs- und Verifizierungstest für die digitalen Reaktorvollschutzsysteme
7. einen Test zur Messung des Neutronenabsorptionsquerschnitts des Reflektorgraphits
8. ein Leistungstest für den Heliumzirkulator

4.1. Leistungsprüfung des Heißgaskanals  
Der Aufbau des Heißgaskanals des HTR-10 ähnelt dem Aufbau des HTR-Moduls. Diese Struktur besteht aus einem Innenrohr, einem Außenrohr, einer Isolierschicht und Korundsteinen usw. Das Außenrohr dient als Trägerstruktur für das Innenrohr und die Isolierschicht. Beide Enden des Außenrohrs sind mit den Wellrohren verschweißt, um die Wärmeausdehnung zu absorbieren. Der Heißgaskanal ist zur einfacheren Installation in fünf Abschnitte unterteilt. Jeder Abschnitt wurde

was connected by a slide joint. Corundum bricks were used as insulating material between the two inner tubes and were fixed to the outer tube.

During a depressurization accident the pressure in the insulation layer would be released only through the area of exhaust in the slide joints, between the two inner tubes of the hot gas duct. The pressure difference between the insulation layer and the outside inner tube would exist because of the velocity difference of helium gas flow in the insulation and inside inner tube during a depressurization accident. This pressure difference may cause damage to the inner tube. To solve this problem we researched the effect of the depressurization rate and area of exhaust in the slide joints on the pressure difference. The experiment was carried out with air at a pressure of 0.8 MPa, with nitrogen at a pressure of 1.0 and 3.0 MPa, and with helium at a pressure of 0.8 MPa. The results show:

1. the maximum pressure difference is raised with an increase of the depressurization rate
2. the maximum pressure difference is increased with a decrease in the in the area of exhaust in the slide joints
3. a critical area of exhaust in the slide joints exists, that is, the maximum pressure difference would rapidly increase if the area of exhaust in the slide joints was less than this critical area. This critical area is also related to the depressurization rate

4. at the same depressurization rate and area of exhaust in the slide joints, the maximum pressure difference in a helium atmosphere is less than that in a nitrogen atmosphere.

During a depressurization accident in the HTR- 10, the maximum depressurization rate is 0.025 MPa/s, and the minimum area of exhaust in the slide joints is equivalent to an area of 25 mm<sup>2</sup>. The maximum pressure difference would be 0.72 MPa for nitrogen atmosphere and 0.17 MPa for helium atmosphere. Based on these calculations, the integrity of the hot gas duct can be maintained at this condition.

A helium test loop was installed at INET in order to master the techniques and

durch eine Schiebeverbindung miteinander verbunden. Zwischen den beiden Innenrohren wurden Korundsteine als Isoliermaterial verwendet, die am Außenrohr befestigt wurden.

Bei einem Druckabfall würde der Druck in der Isolierschicht nur über den Abluftbereich in den Schiebeverbindungen zwischen den beiden Innenrohren des Heißgaskanals entweichen. Der Druckunterschied zwischen der Isolierschicht und dem äußeren Innenrohr würde aufgrund des Geschwindigkeitsunterschieds der Heliumgasströmung in der Isolierung und im inneren Innenrohr während eines Druckentlastungsunfalls bestehen. Dieser Druckunterschied kann zu einer Beschädigung des Innenrohrs führen. Um dieses Problem zu lösen, untersuchten wir die Auswirkungen der Druckentlastungsrate und der Abgasfläche in den Gleitfugen auf die Druckdifferenz. Das Experiment wurde mit Luft bei einem Druck von 0,8 MPa, mit Stickstoff bei einem Druck von 1,0 und 3,0 MPa und mit Helium bei einem Druck von 0,8 MPa durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen:

1. die maximale Druckdifferenz steigt mit einer Erhöhung der Druckentlastungsrate
2. die maximale Druckdifferenz erhöht sich mit einer Verringerung der Abgasfläche in den Gleitfugen
3. es gibt einen kritischen Bereich für die Entlüftung in den Schieberfugen, d. h. die maximale Druckdifferenz würde schnell ansteigen, wenn die Entlüftungsfläche in den Schieberfugen kleiner als dieser kritische Bereich wäre. Dieser kritische Bereich hängt auch mit der Druckentlastungsrate zusammen

4. Bei gleicher Druckentlastungsrate und gleicher Abgasfläche in den Schieberstößen ist der maximale Druckunterschied in einer Heliumatmosphäre geringer als in einer Stickstoffatmosphäre.

Bei einem Druckentlastungsunfall im HTR-10 beträgt die maximale Druckentlastungsrate 0,025 MPa/s, und die minimale Auslassfläche in den Schieberverbindungen entspricht einer Fläche von 25 mm<sup>2</sup>. Die maximale Druckdifferenz würde 0,72 MPa für Stickstoffatmosphäre und 0,17 MPa für Heliumatmosphäre betragen. Auf der Grundlage dieser Berechnungen kann die Integrität des Heißgaskanals unter diesen Bedingungen aufrechterhalten werden.

Bei INET wurde eine Helium-Testkreislauf

experiences of designing, constructing and operating a helium system and to provide a facility for the research and development of this helium technique while using the helium components.

The hot gas duct was tested at operating conditions in the helium test loop. The structure of the hot gas duct test section is the same as the real section in the HTR-10. The only exception is that the length of the hot gas duct test section is shorter than the length of this same section in the HTR-10. This length difference is necessary in order to meet the test section requirements. The effective thermal conductivity of the insulation layer was measured at a helium pressure of 3.0, 2.5 and 1.5 MPa. The empirical equation of the effective thermal conductivity was obtained as  $A_{eff} = 0.3512 + 0.0003T \text{ Wm}^{-1} \text{ }^{\circ}\text{C}^{-1}$ , where  $T$  is the average temperature of the insulation layer in  $^{\circ}\text{C}$ . In addition the hot gas duct test section was operated for 258 h at a temperature of over 700  $^{\circ}\text{C}$  and a pressure of 3.0 MPa. This same hot gas duct test section was operated for 98 h at a temperature of 950  $^{\circ}\text{C}$  and a pressure of 3.0 MPa, and the temperature was cycled over 18 times between 100 and 900  $^{\circ}\text{C}$ , and the pressure was cycled 20 times between atmospheric pressure and 3.4 MPa. We found no deterioration of thermal performance. The structural integration of the hot gas duct was kept intact.

installiert, um die Techniken und Erfahrungen bei der Planung, dem Bau und dem Betrieb eines Heliumsystems zu beherrschen und eine Einrichtung für die Forschung und Entwicklung dieser Heliumtechnik unter Verwendung der Heliumkomponenten zu schaffen.

Der Heißgaskanal wurde unter Betriebsbedingungen im Helium-Testkreislauf getestet. Der Aufbau der Heißgaskanal-Teststrecke ist derselbe wie die reale Strecke im HTR-10. Die einzige Ausnahme besteht darin, dass die Länge des Heißgaskanal-Testabschnitts kürzer ist als die Länge desselben Abschnitts im HTR-10. Dieser Längenunterschied ist notwendig, um die Anforderungen an die Teststrecke zu erfüllen. Die effektive Wärmeleitfähigkeit der Isolationsschicht wurde bei einem Heliumdruck von 3,0, 2,5 und 1,5 MPa gemessen. Die empirische Gleichung für die effektive Wärmeleitfähigkeit lautet  $A_{eff} = 0,3512 + 0,0003T \text{ Wm}^{-1} \text{ }^{\circ}\text{C}^{-1}$ , wobei  $T$  die durchschnittliche Temperatur der Dämmschicht in  $^{\circ}\text{C}$  ist. Darüber hinaus wurde die Heißgas-Kanalprüfstrecke 258 Stunden lang bei einer Temperatur von über 700  $^{\circ}\text{C}$  und einem Druck von 3,0 MPa betrieben. Derselbe Heißgas-Kanalprüfabschnitt wurde 98 Stunden lang bei einer Temperatur von 950  $^{\circ}\text{C}$  und einem Druck von 3,0 MPa betrieben, wobei die Temperatur 18 Mal zwischen 100 und 900  $^{\circ}\text{C}$  und der Druck 20 Mal zwischen atmosphärischem Druck und 3,4 MPa gewechselt wurde. Wir konnten keine Verschlechterung der thermischen Leistung feststellen. Die strukturelle Integration des Heißgaskanals wurde nicht beeinträchtigt.



#### *4.2. Measurement of the temperature mixing degree at the core bottom*

At the core bottom an uneven helium temperature distribution existed and the helium temperature difference was large because of the uneven distribution of the neutron flux and the flow. To avoid thermal impact on the surface of the steam generator tubes it is necessary to control the helium temperature mixture before the helium enters the steam generator. The helium temperature mixture was achieved by designing a special structure below the core bottom. In order to determine the temperature mixing degree and validate the design of this special structure, a test apparatus using a 1:1.5 scale was built. A similar criterion was applied to the design of the test section. Experimental results showed that the temperature mixing degree is more than 94% and will meet the stringent design requirements.

#### *4.2. Messung des Temperaturmischungsgrades am Kernboden*

Am Kernboden herrschte eine ungleichmäßige Heliumtemperaturverteilung und die Heliumtemperaturdifferenz war aufgrund der ungleichmäßigen Verteilung des Neutronenflusses und der Strömung groß. Um thermische Auswirkungen auf die Oberfläche der Dampferzeugerrohre zu vermeiden, ist es notwendig, das Heliumtemperaturgemisch zu kontrollieren, bevor das Helium in den Dampferzeuger eintritt. Die Heliumtemperaturmischung wurde durch die Konstruktion einer speziellen Struktur unterhalb des Kernbodens erreicht. Um den Temperaturmischungsgrad zu bestimmen und die Konstruktion dieser speziellen Struktur zu bewerten, wurde eine Testvorrichtung im Maßstab 1:1,5 gebaut. Ein ähnliches Kriterium wurde für die Gestaltung der Teststrecke angewandt. Die Versuchsergebnisse zeigten, dass der Temperaturdurchmischungsgrad mehr als 94 % beträgt und die strengen Konstruktionsanforderungen erfüllt werden.

#### 4.3. *A test of the two -phase flow stability of the once through steam generator*

The steam generator for the HTR-10 is composed of 30 small winding radius helical tubes. They might have performed differently than the usual larger winding radius helical heat exchangers. In order to determine the performance of the smaller winding radius helical tubes, an engineering test facility, which is connected to the helium test loop, was set up at INET. The main research objectives were (1) to study the flow stability of the HTR-10 steam generator at operational conditions, (2) to determine the maximum throat diameter of the throttle, (3) to study the flow resistance on the water side, and (4) to determine the average heat transfer coefficient of the steam generator using the smaller winding radius helical tubes. The test section is composed of two small winding radius helical tubes, whose size is the same as one used in our HTR-10. In the test section helium transfers heat to the primary loop water just as it does in the HTR-10 steam generator. Experimental results show that the flow at 30% of total power for the HTR-10 steam generator can be stable at an outlet steam pressure range of 2.5-4.4 MPa with an inlet water temperature range of 75-180 °C and, an inlet throttle orifice pressure drop of greater than 40 kPa. Experimental results for the throat diameter of the throttle, and the average heat transfer coefficient of the steam generator, using the smaller winding radius helical tubes, are consistent with the results of our calculations.

#### 4.3. *Ein Test der Zweiphasenströmungsstabilität des Durchlaufdampfzeugers*

Der Dampferzeuger für den HTR-10 besteht aus 30 spiralförmigen Rohren mit kleinem Windungsradius. Diese könnten sich anders verhalten als die üblichen spiralförmigen Wärmetauscher mit größerem Windungsradius. Um die Leistung der Wendelrohre mit kleinerem Windungsradius zu bestimmen, wurde am INET eine technische Versuchsanlage eingerichtet, die an den Helium-Testkreislauf angeschlossen ist. Die wichtigsten Forschungsziele waren (1) die Untersuchung der Strömungsstabilität des HTR-10-Dampferzeugers unter Betriebsbedingungen, (2) die Bestimmung des maximalen Drosseldurchmessers, (3) die Untersuchung des wasserseitigen Strömungswiderstands und (4) die Bestimmung des durchschnittlichen Wärmeübergangskoeffizienten des Dampferzeugers unter Verwendung der Wendelrohre mit kleinerem Windungsradius. Die Teststrecke besteht aus zwei Wendelrohren mit kleinem Windungsradius, deren Größe mit der des HTR-10 übereinstimmt. In der Teststrecke überträgt Helium Wärme auf das Wasser im Primärkreislauf, genau wie im HTR-10-Dampferzeuger. Die Versuchsergebnisse zeigen, dass der Durchfluss bei 30 % der Gesamtleistung des HTR-10-Dampferzeugers bei einem Ausgangsdampfdruck von 2,5 bis 4,4 MPa mit einer Eingangswassertemperatur von 75 bis 180 °C und einem Druckabfall der Eingangsdrosselblende von mehr als 40 kPa stabil sein kann. Die experimentellen Ergebnisse für den Drosseldurchmesser der Drosselklappe und den durchschnittlichen Wärmeübergangskoeffizienten des Dampferzeugers bei Verwendung der Wendelrohre mit kleinerem Windungsradius stimmen mit den Ergebnissen unserer Berechnungen überein.

#### 4.4. Performance test for the pulse pneumatic fuel handling system

To avoid operating and maintenance problems caused by using mechanical facilities, a new fuel handling system was developed by a team at INET. The features of this new fuel handling system are characterized by a pulse pneumatic discharge, i.e. a spherical ball discharged from a discharge tube by a pulse pneumatic force, instead of the normal mechanical single gate (termed a reducer). The cold condition test, at room temperature and air atmosphere, was completed. The main object of this test was to show the viability of the design concept for pulse pneumatic discharge. More than 100 000 spherical balls were discharged using the pulse pneumatic discharge. After the cold condition test was completed, a full-scale apparatus was installed to test the entire fuel handling system with its components, operating at reactor temperature and at a low helium pressure. The main components in this apparatus were the same as used in the HTR-10. The fullscale apparatus consists of a discharge tube, a reducer, a failed ball separator, an elevator, graphite ball detectors, pressure reducing valves, adjusting valves, heaters etc. The helium auxiliary system of the apparatus used a helium compressor, helium storage tanks, air coolers, filters and vacuum pumps, etc. The programmable logic control is used for automatic control, mosaic simulation panels for simulating the display, and computers for data management. Testing the performance of the pulse pneumatic fuel handling system was completed at temperatures of 150 - 180 °C and a helium pressure of 0.1 MPa. More than 25 000 spherical balls, including some deliberately broken spherical balls, were discharged by using the pulse pneumatic fuel handling system. The entire system was operating successfully. The results of this experiment showed us that a spherical ball could be smoothly dropped from the discharge tube without any problem so that the entire system can meet the design requirements.

#### 4.4. Leistungstest für das pulsierende pneumatische Brennstofffördersystem

Zur Vermeidung von Betriebs- und Wartungsproblemen, die durch die Verwendung mechanischer Einrichtungen verursacht werden, wurde von einem Team bei INET ein neues Brennstofffördersystem entwickelt. Dieses neue Brennstoffhandhabungssystem zeichnet sich durch eine pneumatische Impulsentladung aus, d.h. eine kugelförmige Kugel, die durch eine pneumatische Impulskraft aus einem Entladungsrohr entladen wird, anstelle des normalen mechanischen Einzelverschlusses (als Reduzierstück bezeichnet). Der Test im kalten Zustand, bei Raumtemperatur und Luftatmosphäre, wurde abgeschlossen. Das Hauptziel dieses Tests war es, die Durchführbarkeit des Konstruktionskonzepts für die pneumatische Impulsentladung zu zeigen. Mehr als 100 000 dieser Kugeln wurden mit der pneumatischen Impulsentladung entladen. Nach Abschluss des Kältetests wurde eine Anlage in Originalgröße installiert, um das gesamte Brennstoffhandhabungssystem mit seinen Komponenten bei Reaktortemperatur und niedrigem Heliumdruck zu testen. Die Hauptkomponenten in dieser Apparatur waren die gleichen wie im HTR-10. Der Vollmaßstabsapparat besteht aus einem Entladungsrohr, einem Reduzierstück, einem defekten Kugelseparator, einem Elevator, Graphitkugeldetektoren, Druckminderungsventilen, Einstellventilen, Heizungen usw. Das Helium-Hilfssystem des Geräts besteht aus einem Heliumkompressor, Heliumvorratsbehältern, Luftkühlern, Filtern, Vakuumpumpen usw. Die programmierbare Logiksteuerung wird für die automatische Steuerung verwendet, Mosaik-Simulationspaneele für die Simulation der Anzeige, und Computer für die Datenverwaltung. Die Leistungsprüfung des pulsierenden pneumatischen Kraftstofffördersystems wurde bei Temperaturen von 150-180 °C und einem Heliumdruck von 0,1 MPa durchgeführt. Mehr als 25 000 Kugeln, darunter auch einige zerbrochene Kugeln, wurden mit Hilfe des pulsierenden pneumatischen Brennstofffördersystems entladen. Das gesamte System wurde erfolgreich betrieben. Die Ergebnisse dieses Experiments zeigten uns, dass eine Kugel problemlos aus dem Entladungsrohr fallen gelassen werden kann, so dass das gesamte System die Konstruktionsanforderungen erfüllen kann.

*4.5. Performance test of the control rods driving mechanism*

The control rods driving mechanism consists of: a step motor, a gearbox, a chain - chain wheel, a speed restriction indicator, a positioning indicator for the control rod and the housing. The performance test of the control rods driving apparatus was run using the full-scale apparatus and at an operating temperature of 150 °C and at low helium pressure. The following tests were done with this apparatus: control rod movement, maximum fall speed of the control rod, position measurement and lifetime proof. The drop down at normal fall speed was tested 2000 times and the drop down at fast speed by the gravity was tested 500 times. Experimental results show that the performance can meet design requirements. In addition a seismic test for the control rods driving apparatus was also done. The seismic test was carried out at six different conditions, including operation in basic earthquake conditions and safety shutdown in earthquake conditions. Experimental results show that the control rod can be normally moved and safely dropped down at design seismic conditions.

*4.5. Leistungsprüfung des Antriebsmechanismus der Steuerstangen*

Der Steuerstabantriebsmechanismus besteht aus einem Schrittmotor, einem Getriebe, einem Kettenrad, einem Geschwindigkeitsbegrenzungsanzeiger, einem Positionsanzeiger für den Steuerstab und dem Gehäuse. Die Leistungsprüfung des Steuerstabantriebs wurde mit dem Gerät in Originalgröße bei einer Betriebstemperatur von 150 °C und niedrigem Heliumdruck durchgeführt. Mit diesem Gerät wurden die folgenden Tests durchgeführt: Steuerstabbewegung, maximale Fallgeschwindigkeit des Steuerstabs, Positionsmessung und Lebensdauernachweis. Der Fall bei normaler Fallgeschwindigkeit wurde 2000 Mal und der Fall bei hoher Geschwindigkeit durch die Schwerkraft 500 Mal getestet. Die experimentellen Ergebnisse zeigen, dass die Leistung den Konstruktionsanforderungen entspricht. Darüber hinaus wurde auch ein seismischer Test für die Steuerstangenantriebsvorrichtung durchgeführt. Der seismische Test wurde unter sechs verschiedenen Bedingungen durchgeführt, darunter der Betrieb unter einfachen Erdbebenbedingungen und die Sicherheitsabschaltung unter Erdbebenbedingungen. Die Versuchsergebnisse zeigen, dass die Steuerstange unter den vorgesehenen Erdbebenbedingungen normal bewegt und sicher abgelassen werden kann.

*4.6. Validations and verification test for full digital reactor protection system*

The reactor protection system for the HTR-10 is fully digital one. INET complied with the design criterion of a fully digital reactor protection system, designed logical loop and developed the validation and verification (V&V) procedure. A full-scale reactor protection system was installed and tested for the V&V. INET also developed an automatic measuring inspection apparatus of the reactor protection system. The reactor protection system was successfully tested by means of this apparatus for 863 h. The operation of the HTR- 10 shows that the design and installation of the full digital reactor protection is successful.

*4.6. Validierung und Verifizierung des volldigitalen Reaktorschutzsystems*

Das Reaktorschutzsystem für den HTR-10 ist ein volldigitales System. INET erfüllte das Auslegungskriterium für ein volldigitales Reaktorschutzsystem, entwarf den logischen Kreislauf und entwickelte das Validierungs- und Verifizierungsverfahren (V&V). Für das V&V wurde ein Reaktorschutzsystem in Originalgröße installiert und getestet. INET entwickelte auch ein automatisches Messprüfgerät für das Reaktorschutzsystem. Das Reaktorschutzsystem wurde mit Hilfe dieses Geräts 863 Stunden lang erfolgreich getestet. Der Betrieb des HTR-10 zeigt, dass der Entwurf und die Installation des vollständigen digitalen Reaktorschutzes erfolgreich ist.

#### 4.7. Measurement of the neutron absorption cross-section of the reflector graphite

Due to the difficulty of the production of large size isotropic graphite in China, the graphite for the HTR-10 reflectors was imported from Toyo Tanso Co., Japan. According to the company's technical specification for the IG-11 graphite, the content of total ash is no more than 800 ppm but there is no specification for the neutron absorption cross-section. As is well known, the neutron absorption cross-section is one of the most critical parameters. For criticality calculations, experimental data allow more accurate predictions. The method of measuring the diffusion length of the graphite at the graphite column packed with IG-11 was chosen to obtain the parameter. This avoided the machining of the graphite, which was to be used for the HTR-10. A total weight of 25 000 kg of graphite was packed into a column of  $188.4 \times 187.1 \times 400 \text{ cm}^3$ . An Am-Be neutron source and BF<sub>3</sub> neutron counters were used for measuring the distribution of thermal neutron flux at the axis direction. The experimental result showed that the total equivalent neutron absorption cross-section is 1.9 times higher than that for the nuclear grade graphite. This will cause only to increase initial uranium loading and will not influence further applications of the HTR-10.

#### 4.7. Messung des Neutronenabsorptionsquerschnitts des Reflektorgraphits

Da die Herstellung von isotropem Großgraphit in China schwierig ist, wurde der Graphit für die HTR-10-Reflektoren von Toyo Tanso Co. aus Japan importiert. Gemäß der technischen Spezifikation des Unternehmens für IG-11-Graphit beträgt der Gesamtaschegehalt höchstens 800 ppm, aber es gibt keine Spezifikation für den Neutronenabsorptionsquerschnitt. Bekanntlich ist der Neutronenabsorptionsquerschnitt einer der kritischsten Parameter. Für Kritikalitätsberechnungen ermöglichen Erfahrungswerte genauere Vorhersagen. Um den Parameter zu erhalten, wurde die Methode der Messung der Diffusionslänge des Graphits an der mit IG-11 gepackten Graphitsäule gewählt. Dadurch konnte die Bearbeitung des Graphits, das für den HTR-10 verwendet werden sollte, vermieden werden. Ein Gesamtgewicht von 25 000 kg Graphit wurde in eine Säule von  $188,4 \times 187,1 \times 400 \text{ cm}^3$  gepackt. Eine Am-Be-Neutronenquelle und BF<sub>3</sub>-Neutronenzähler wurden zur Messung der Verteilung des thermischen Neutronenflusses in Achsenrichtung verwendet. Das experimentelle Ergebnis zeigte, dass der gesamte äquivalente Neutronenabsorptionsquerschnitt 1,9-mal höher ist als der von Graphit in Nuklearqualität. Dies führt nur zu einer Erhöhung der anfänglichen Uranbelastung und hat keinen Einfluss auf weitere Anwendungen des HTR-10.

4.8. Performance test for the helium circulator

The helium circulator for the HTR-10 was jointly designed and manufactured by Shanghai Blower Works and Shanghai Xian-Feng Electric Manufacturing Works. The helium circulator for the HTR-10 is a centrifugal and vertical type. Normal lubricated thrust and radial bearings are chosen to simplify the operation procedure. The helium circulator is positioned above the steam generator. The helium circulator consists of electric stator and rotor assembly, internal structure supports, axial thrust journal bearing and radial journal bearings, impeller unit as well as instrumentation for measuring the temperature of bearings and vibration of the axis. All of the parts of the helium circulator are contained in the steam generator pressure vessel, which prevents primary helium gas from leaking into the atmosphere. A variable speed motor using a frequency converter controls flow rate of the primary helium gas. The helium circulator was continually operated for 100 h at 250 °C and a pressure of 0.236 MPa of nitrogen atmosphere to simulate HTR-10 operating condition by means of similarity criteria. The characteristic curve for the helium circulator was measured. The helium circulator was also continually operated for 100 h at 250 °C and a pressure of 0.1 Mpa of helium atmosphere to study the influence of helium atmosphere on the operation ability. Experimental results show that the behavior of the helium circulator achieves design requirements of the technical specification.

4.8. Leistungstest für den Heliumzirkulator

Der Heliumzirkulator für den HTR-10 wurde gemeinsam von Shanghai Blower Works und Shanghai Xian-Feng Electric Manufacturing Works entwickelt und hergestellt. Der Heliumzirkulator für den HTR-10 ist ein zentrifugaler vertikaler Typ. Um den Betrieb zu vereinfachen, wurden normal geschmierte Axial- und Radiallager gewählt. Der Heliumzirkulator befindet sich oberhalb des Dampferzeugers. Der Heliumzirkulator besteht aus einer elektrischen Stator- und Rotorbaugruppe, internen Stützen, Axial- und Radiallagern, einer Laufradeinheit sowie einer Vorrichtung zur Messung der Lagertemperatur und der Schwingungen der Achse. Alle Teile des Heliumzirkulators sind im Druckbehälter des Dampferzeugers untergebracht, so dass kein primäres Heliumgas in die Atmosphäre entweichen kann. Ein Motor mit variabler Drehzahl und Frequenzumrichter steuert die Durchflussmenge des primären Heliumgases. Der Heliumzirkulator wurde 100 Stunden lang kontinuierlich bei 250 °C und einem Druck von 0,236 MPa Stickstoffatmosphäre betrieben, um die Betriebsbedingungen des HTR-10 anhand von Ähnlichkeitskriterien zu simulieren. Die Kennlinie des Heliumzirkulators wurde gemessen. Der Heliumzirkulator wurde außerdem 100 Stunden lang kontinuierlich bei 250 °C und einem Druck von 0,1 MPa in Heliumatmosphäre betrieben, um den Einfluss der Heliumatmosphäre auf die Betriebsfähigkeit zu untersuchen. Die experimentellen Ergebnisse zeigen, dass das Verhalten des Heliumzirkulators die Konstruktionsanforderungen der technischen Spezifikation erfüllt.


## 5. Experiences gained by constructing the HTR-10

Much knowledge and experiences was gained from the design, construction and operation of the HTR-10. This knowledge will guide the design of the large prototype plants. Most importantly, the advantage of the HTR-Module became increasingly clear as a result of the construction of the HTR-10. There is no doubt that the HTR-Module is both inherently safe and also capable of achieving economic competitiveness. We learned that:

(1) It is possible to build an HTR-Module in a short period of time. About 5 years elapsed during the construction of the HTR-10 from pouring the first concrete to achieving criticality. This construction period could be shortened in the future. Design delays lengthened the construction period considerably. In fact, the installation of all components and systems only required about 1 year and civil engineering work also required only about 1 year. For example, the installation period of the graphite reactor internal system required only 4 months, since we performed a pre-installation in the workshop before the final installation into the reactor pressure vessel. In addition it is also possible to complete the installation of systems in a short period since systems of the HTR-10 are simple. The use of a full digital reactor protection and control system can also shorten the pre-commissioning period.

(2) The system of the HTR-Module is simple and can be produced in a modular way. The only slightly complex two systems from point of view of system arrangement, the number of system components and components requirement are the fuel handling system and the helium purification system beside the primary circuit. Other systems are very conventional and are easy to install.

(3) The classification of all of the components and systems should be re-considered as the classification of components and systems for the HTR-10 during the design stage were mainly based on light water reactors classifications. This is really not necessary. For example the safety function of the helium circulator for the HTR-10 is not the same as the safety function of the primary pump for a light water reactor.

## 5. Erfahrungen aus dem Bau des HTR-10

Bei der Planung, dem Bau und dem Betrieb des HTR-10 wurden viele Erkenntnisse und Erfahrungen gewonnen. Diese Erkenntnisse werden in die Auslegung der großen Prototypanlagen einfließen. Vor allem aber wurde der Vorteil des HTR-Moduls durch den Bau des HTR-10 immer deutlicher. Es besteht kein Zweifel, dass das HTR-Modul sowohl inhärent sicher als auch wirtschaftlich wettbewerbsfähig ist. Wir haben gelernt:

(1) Es ist möglich, ein HTR-Modul in kurzer Zeit zu bauen. Der Bau des HTR-10 dauerte etwa 5 Jahre vom Gießen des ersten Betons bis zum Erreichen der Kritikalität. Diese Bauzeit könnte in Zukunft verkürzt werden. Verzögerungen bei der Konstruktion verlängerten die Bauzeit erheblich. Tatsächlich dauerte die Installation aller Komponenten und Systeme nur etwa 1 Jahr, und auch die Tiefbauarbeiten nahmen nur etwa 1 Jahr in Anspruch. Die Installationszeit des Graphitreaktor-Innensystems betrug beispielsweise nur 4 Monate, da wir vor dem endgültigen Einbau in den Reaktordruckbehälter eine Vorinstallation in der Werkstatt durchführten. Darüber hinaus ist es auch möglich, die Installation von Systemen in einem kurzen Zeitraum abzuschließen, da die Systeme des HTR-10 einfach sind. Der Einsatz eines volldigitalen Reaktorschutz- und -leitsystems kann die Zeit vor Inbetriebnahme ebenfalls verkürzen.

(2) Das System des HTR-Moduls ist einfach und kann modular hergestellt werden. Die einzigen beiden Systeme, die vom Standpunkt der Systemanordnung, der Anzahl der Systemkomponenten und des Komponentenbedarfs aus gesehen etwas komplex sind, sind das Brennstoffhandhabungssystem und das Heliumreinigungssystem neben dem Primärkreislauf. Die anderen Systeme sind sehr konventionell und einfach zu installieren.

(3) Die Klassifizierung aller Komponenten und Systeme sollte neu überdacht werden, da die Klassifizierung der Komponenten und Systeme für den HTR-10 während der Entwurfsphase hauptsächlich auf der Klassifizierung von Leichtwasserreaktoren basierte. Zum Beispiel ist die Sicherheitsfunktion des Heliumzirkulators für den HTR-10 nicht die gleiche wie die Sicherheitsfunktion der Primärpumpe für einen

<p>(4) To promote the development of the HTGR throughout the world, close international cooperation is necessary. International support and help speeded the construction of the HTR- 10. It would have been impossible to reach criticality in the year 2000 if INET had not had international support, particularly from German companies and institutes. It should be remembered that the position of the HTGR development is not the same as the development of other reactors. The prospect of development of the HTGR would be uncertain if the development could not be carried out with international cooperation.</p>	<p>Leichtwasserreaktor.</p> <p>(4) Um die Entwicklung des HTGR weltweit zu fördern, ist eine enge internationale Zusammenarbeit erforderlich. Die internationale Unterstützung und Hilfe hat den Bau des HTR-10 beschleunigt. Ohne internationale Unterstützung, insbesondere von deutschen Unternehmen und Instituten, hätte das INET die Kritikalität im Jahr 2000 nicht erreichen können. Es sollte nicht vergessen werden, dass die HTGR-Entwicklung nicht mit der Entwicklung anderer Reaktoren vergleichbar ist. Die Aussicht auf die Entwicklung des HTGR wäre ungewiss, wenn die Entwicklung nicht in internationaler Zusammenarbeit durchgeführt werden könnte.</p>
<p><b>6. Conclusion</b></p> <p>It is inevitable that nuclear energy will partly replace fossil energy so that energy demand can be met and pollution problems can be minimized. Due to the advantages of inherent safety, system simplicity, and economic competitiveness, the Modular HTGR has a bright future. Looking back at the HTGR development for a period of nearly 30 years, we believe that the development strategy of the modular HTGR is correct and suitable for Chinese conditions. Commercialization of the modular HTGR will be inevitably realized in the near future in China.</p>	<p><b>5. Schlußfolgerung</b></p> <p>Es ist unvermeidlich, dass die Kernenergie die fossile Energie teilweise ersetzen wird, um den Energiebedarf zu decken und die Umweltverschmutzungsprobleme zu minimieren. Aufgrund der Vorteile der inhärenten Sicherheit, der Einfachheit des Systems und der wirtschaftlichen Wettbewerbsfähigkeit hat der modulare HTGR eine große Zukunft. Wenn wir auf die HTGR-Entwicklung über einen Zeitraum von fast 30 Jahren zurückblicken, glauben wir, dass die Entwicklungsstrategie des modularen HTGR richtig und für die chinesischen Bedingungen geeignet ist. Die Kommerzialisierung des modularen HTGR wird in naher Zukunft in China unausweichlich sein.</p>



**References**

- INET and KFA, 1988. High Temperature Reactor in Heavy Oil Recovery and Chemical Industry in the People's Republic of China, Final Report Summary, August 15, 1985 to December 31, 1988.
- Lohnert, G.H., 1990. Technical design features and essential safety-related properties of the HTR-module. Nucl. Eng. Design 121 (1990), 259-275.
- Steinwarz, W., Xu, Y.H., 1990. Status of design of the HTR test module China. Nucl. Eng. Design 121 (1990), 317-324.
- Sun, Y.L., Xu, Y.H., 2000. Licensing of the HTR-10 Test Reactor, Workshop on 'Safety and Licensing Aspects of Modular High Temperature Gas Reactors' Aix-en-Provence, France.
- Wang, D.Z., 1982. Untersuchung eines Hochtemperaturreaktors mit einem Mittleren Graphitkugel-Bereich Jul-1809- RG 1982.10.
- Xu, Y.H., Liu, J.G., Yao, M.S., Zhou, H.Z. Ju, H.M., 1997. High temperature engineering research facilities and experiments in China. NEA Workshop on High Temperature Engineering Research Facilities and Experiments, Petten, The Netherlands.
- Zhao, R.K., Yuan, K.Q., Shu, T.W., 2001. Project Progress in the Energy Field. Atomic Energy Press, pp. 121 -206 in Chinese.
- Zhong, D.X., Gao, Z.Y., 1985. Study on modular high temperature gas-cooled reactor and its application for heavy oil recovery 1985.11 INET Report (in Chinese)

**Referenzen**

- INET und KFA, 1988. High Temperature Reactor in Heavy Oil Recovery and Chemical Industry in the People's Republic of China, Final Report Summary, August 15, 1985 to December 31, 1988.
- Lohnert, G.H., 1990. Technische Konstruktionsmerkmale und wesentliche sicherheitstechnische Eigenschaften des HTR-Moduls. Nucl. Eng. Konstruktion 121 (1990), 259-275.
- Steinwarz, W., Xu, Y.H., 1990. Stand der Konstruktion des HTR-Testmoduls China. Nucl. Eng. Design 121 (1990), 317-324.
- Sun, Y.L., Xu, Y.H., 2000. Licensing of the HTR-10 Test Reactor, Workshop on 'Safety and Licensing Aspects of Modular High Temperature Gas Reactors' Aix-en-Provence, Frankreich.
- Wang, D. Z., 1982. Untersuchung eines Hochtemperaturreaktors mit einem Mittleren Graphitkugel-Bereich Jul-1809- RG 1982.10.
- Xu, Y.H., Liu, J.G., Yao, M.S., Zhou, H.Z. Ju, H.M., 1997. Forschungseinrichtungen und Experimente im Bereich der Hochtemperaturtechnik in China. NEA Workshop on High Temperature Engineering Research Facilities and Experiments, Petten, The Netherlands.
- Zhao, R.K., Yuan, K.Q., Shu, T.W., 2001. Projektfortschritt im Energiebereich. Atomic Energy Press, S. 121-206 auf Chinesisch.
- Zhong, D.X., Gao, Z.Y., 1985. Study on modular high temperature gas-cooled reactor and its application for heavy oil recovery 1985.11 INET Report (auf Chinesisch)

<p><b>The Shandong Shidao Bay 200 MWe High-Temperature Gas-Cooled Reactor Pebble-Bed Module (HTR-PM) Demonstration Power Plant: An Engineering and Technological Innovation</b></p>	<p><b>Der gasgekühlte modulare 200 MWe Hochtemperatur- Reaktor in Kugelbett-Technik (HTR-PM) im Demonstrations Kraftwerk Shidao Bay in Shandong: Eine Innovation der Ingenieurtechnik und Technologie.</b> (der im Deutschen oft als Kugelhaufen bezeichneten Begriff wurde dem Englischen entsprechend als Kugelbett übersetzt, es handelt sich um das Gleiche)</p>
<p>2095-8099/© 2016 THE AUTHORS. Published by Elsevier LTD on behalf of Chinese Academy of Engineering and Higher Education Press Limited Company. This is an open access article under the CC BY-NC-ND license (<a href="http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/">http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/</a>).</p>	<p>2095-8099 / © 2016 copyright bei den Autoren. Veröffentlicht von Elsevier Ltd im Auftrag des Verlages der chinesischen Akademie der Ingenieurwissenschaften und Hochschulen GmbH. Dies ist ein Open Access Artikel unter der CC BY-NC-ND Lizenz (<a href="http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/">http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/</a>).</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Zuoyi Zhang*,</li> <li>• Yujie Dong,</li> <li>• Fu Li,</li> <li>• Zhengming Zhang,</li> <li>• Haitao Wang,</li> <li>• Xiaojin Huang,</li> <li>• Hong Li,</li> <li>• Bing Liu,</li> <li>• Xinxin Wu,</li> <li>• Hong Wang,</li> <li>• Xingzhong Diao,</li> <li>• Haiquan Zhang,</li> <li>• Jinhua Wang</li> </ul> <p><a href="mailto:zyzhang@mail.tsinghua.edu.cn">zyzhang@mail.tsinghua.edu.cn</a> <a href="http://dx.doi.org/10.1016/J.ENG.2016.01.020">http://dx.doi.org/10.1016/J.ENG.2016.01.020</a></p>	
<p><i>Article history:</i> Received 12 October 2015 Revised 7 March 2016 Accepted 9 March 2016 Available online 31 March 2016</p> <p><i>Keywords:</i> Nuclear energy, High-temperature gas-cooled reactor, Pebble bed, Modular high-temperature gas-cooled reactor, High-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module</p>	<p>Artikel-Geschichte: Erhalten am 12. Oktober 2015. Überarbeitet am 7. März 2016. Akzeptiert 9. März 2016. Verfügbar online 31. März 2016.</p> <p>Schlüsselwörter: Kernenergie, gasgekühlter Hochtemperatur-Reaktor, Kugelbett, gasgekühlter modularer HTR, gasgekühlter HTR Kugelbettmodul</p>
<p><b>Abstract</b></p> <p>After the first concrete was poured on December 9, 2012 at the Shidao Bay site in Rongcheng, Shandong Province, China, the construction of the reactor building for the world's first high-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module (HTR-PM) demonstration power plant was completed in June, 2015. Installation of the main</p>	<p><b>Zusammenfassung</b></p> <p>Der erste Beton wurde am 9. Dezember 2012 auf dem Shidao Bay-Gelände in Rongcheng, Kanton, China, gegossen. Fertig gestellt wurde der Bau des Reaktorgebäudes für den weltweit ersten modulare gasgekühlten HTR mit Kugelbetttechnik (HTR-PM) als Demonstrationskraftwerk im Juni 2015. Dann begann die</p>

<p>equipment then began, and the power plant is currently progressing well toward connecting to the grid at the end of 2017. The thermal power of a single HTR-PM reactor module is 250 MW<sub>th</sub>, the helium temperatures at the reactor core inlet/outlet are 250/750 °C, and a steam of 13.25 MPa/567 °C is produced at the steam generator outlet. Two HTR-PM reactor modules are connected to a steam turbine to form a 210 MW<sub>e</sub> nuclear power plant. Due to China's industrial capability, we were able to overcome great difficulties, manufacture first-of-a-kind equipment, and realize series major technological innovations. We have achieved successful results in many aspects, including planning and implementing R&amp;D, establishing an industrial partnership, manufacturing equipment, fuel production, licensing, site preparation, and balancing safety and economics; these obtained experiences may also be referenced by the global nuclear community.</p>	<p>Installation der wichtigsten Geräte. Das Kraftwerk macht derzeit gute Fortschritte und soll Ende 2017 ans Netz gehen. Die thermische Leistung jedes der 2 Module beträgt 250 MW<sub>th</sub>, die Heliumtemperaturen am Reaktorein-/ausgang sind 250/750°C und am Dampferzeugerausgang wird Dampf von 13,25 MPa / 567°C erzeugt. Die zwei Module sind mit einer Dampfturbine verbunden und bilden ein Kernkraftwerk (KKW) von 210 MWe. Aufgrund der industriellen Leistungsfähigkeit Chinas konnten wir große Schwierigkeiten überwinden, neuartige Komponenten herstellen und wichtige technologische Innovationen für die Serientechnik realisieren. Wir haben in vielen Bereichen erfolgreiche Ergebnisse erzielt, darunter die Planung und Umsetzung von F &amp; E, den Aufbau industrieller Partnerschaften, die Herstellung wichtiger Komponenten, die Brennstoffproduktion, die Genehmigung, die Standortvorbereitung und den Ausgleich von Sicherheit und Wirtschaftlichkeit. Diese gewonnenen Erfahrungen können auch für die globale Nukleargemeinschaft als Grundlage dienen.</p>
<p><b>1. Introduction</b></p> <p>After the National Nuclear Safety Administration (NNSA) of China issued the construction permit license and all government approval procedures were complete, the first concrete of the high-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module (HTR-PM) demonstration power plant was poured on December 9, 2012, in Rongcheng, Shandong Province, China. According to its 59-month schedule, the power plant should connect to the grid in 2017. The civil work of the reactor building was finished on June 30, 2015, and all milestones have been on schedule up to that date. Fig. 1 shows the construction site on December 9, 2012 and on May 25, 2015.</p>	<p><b>2. Einführung</b></p> <p>Nachdem die nationale nukleare Sicherheitsbehörde (NNSA) Chinas die Baugenehmigung erteilt hatte und alle staatlichen Genehmigungsverfahren abgeschlossen waren, wurde in Rongcheng der erste Beton am 9. Dezember 2012 gegossen. Der Zeitplan sieht eine Bauzeit von 59 Monaten bis zum Anschluss an das Stromnetz 2017 vor. Der Bau des Reaktorgebäudes war am 30. Juni 2015 fertig, alle Meilensteine lagen bis zu diesem Zeitpunkt im Plan. Fig. 1 zeigt die Baustelle am 9. Dezember 2012 und am 25. Mai 2015.</p>
<p>The HTR-PM is aimed to extend nuclear energy application beyond the grid, including cogeneration, high-temperature heat utilization, and hydrogen production.</p>	<p>Der HTR-PM kann die Kernenergie-Nutzung über die Stromproduktion hinaus zu erweitern nämlich zur Kraft-Wärme-Kopplung (KWK), Bereitstellung von Hochtemperatur-Wärme und Wasserstoffproduktion. Nach den schweren</p>

<p>After the severe accidents at Three Mile Island, Chernobyl, and Fukushima Daiichi, the construction of this demonstration plant is also intended to prove that, in addition to improving the safety of light water reactors (LWRs), innovation can provide another solution for inherently safe nuclear energy technology.</p> <p>The world nuclear community has made great efforts to find solutions for the problem of nuclear energy safety. Of these, the modular high-temperature gas-cooled reactor (MHTGR) is one of the most innovative and challenging technologies. In the 1980s and 1990s, governmental support led to a great deal of R&amp;D being performed on the 200 MWth high-temperature gas-cooled reactor (HTR)-module of the Siemens/Interatom Company in Germany, and on the 350 MWth MHTGR of General Atomics (GA) in the US[1].</p>	<p>Unfällen auf Three Mile Island, Tschernobyl und Fukushima Daiichi soll der Bau dieser Demonstrationsanlage auch beweisen, dass neben der Verbesserung der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren (LWRs) eine weitere Lösung für inhärent sichere Kerntechnik durch Innovation zu schaffen ist.</p> <p>Die weltweite Nukleargemeinschaft hat große Anstrengungen unternommen, um das Sicherheitsproblem der Kernenergie zu lösen. Der modulare gasgekühlte HTR (MHTGR) ist eine der innovativsten und anspruchsvollsten Technologien.</p> <p>In den 1980er und 1990er Jahren konnte mit staatlicher Unterstützung die F &amp; E für den 200 MWth HTR-Modul von Siemens / Interatom in Deutschland durchgeführt werden, und ebenso für den 350 MWth MHTGR von General Atomics (GA) in den USA</p>
<p>These projects have been very successful in technical development; however, actual construction of the demonstration plants has not yet begun, for a variety of reasons. China and Japan constructed their own test reactors, HTR-10 and high-temperature test reactor (HTTR), around the year 2000. South Africa has been working on the pebble-bed modular reactor (PBMR) since the 1990s. In the <i>A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems</i> published in 2002 [2], the very high temperature reactor (VHTR) was selected as one of the six candidates for Generation IV nuclear energy systems. One of the key requirements of Generation IV is to eliminate off-site emergency response during severe accidents. The outlet temperature of the VHTR was intended to be 900-1000°C, but tends to be 700-1000°C, causing the name to be changed to V/HTR. The US Department of Energy (DOE) conducted the Next Generation Nuclear Plant (NGNP) according to the <i>Energy Policy Act of 2005</i> and is working to establish an MHTGR demonstration plant project through a government/industry partnership. The journal <i>Science</i> reported the work on the South African PBMR and the</p>	<p>[1] Diese Projekte waren in der technischen Entwicklung sehr erfolgreich; allerdings ist aus einer Vielzahl von Gründen der tatsächliche Bau einer Demo-Anlage noch nicht begonnen worden. China und Japan bauten um das Jahr 2000 ihre eigenen Testreaktoren, den HTR-10 und den Hochtemperatur-Testreaktor (HTTR). Südafrika arbeitete seit den 1990er Jahren an dem Kugelbett-Modulreaktor (PBMR). Im Rahmen des 2002 veröffentlichten <i>Technologie-Fahrplans für Atom-Energiesysteme der Generation IV</i>[2], wurde der Höchsttemperaturreaktor (VHTR) als einer von sechs Kandidaten für KKW der Generation IV ausgewählt. Eine der wichtigsten Anforderungen der Generation IV ist, dass bei schweren Unfällen außerhalb der Anlage keine Katastrophenschutzaktivitäten erforderlich sind. Die Austrittstemperatur des VHTR sollte 900-1000°C betragen, tendiert jedoch eher zu 700-1000°C, weshalb der Name auf V/HTR geändert wurde. Das US Department of Energy (DOE) führte das Next Generation Nuclear Plant (NGNP) nach dem <i>Energy Policy Act von 2005</i> durch und arbeitet daran, ein MHTGR-Demo-Anlagenprojekt durch eine Partnerschaft von Regierung und Industrie zu errichten. Die Zeitschrift <i>Science</i> berichtete über die Arbeit an</p>

<p>Chinese HTR-PM in its news focus in the August 2005 issue [3].</p>	<p>dem südafrikanischen PBMR und dem chinesischen HTR-PM im Nachrichten-Schwerpunkt ihrer Ausgabe August 2005 [3].</p>
<p>In China, the R&amp;D program for the high-temperature gas-cooled reactor (HTGR) of the Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET) at Tsinghua University began in the mid-1970s, and accomplished the construction of the HTR-10 test reactor in the 1990s [4]. We are now moving forward to conduct the HTR-PM demonstration project as a technical leader in the industry.</p>	<p>In China begann Mitte der siebziger Jahre das F &amp; E-Programm für den gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktor (HTGR) des Instituts für Nukleare und Neue Energietechnik (INET) an der Tsinghua-Universität. Man stellte den Testreaktor HTR-10 in den 1990er Jahren fertig [4]. Jetzt sind wir dabei, das HTR-PM-Demo-Projekt als technischen Marktführer in der Branche einzuführen.</p>
<p>In February 2008, the 200 MWe HTR-PM demonstration plant was approved as part of the National Major Science and Technology Projects, and was named the „Large Advanced PWR and HTR Nuclear Power Plant.“ According to the roadmap report of the project, the prospects for HTR and HTR-PM development in China are:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• to be a highly efficient nuclear power technology, as a supplement of pressurized water reactor (PWR) technology;</li> <li>• to be a major technology in nuclear process heat;</li> <li>• to contribute globally through innovation in advanced nuclear technologies.</li> </ul> <p><b>2. Technological innovations</b></p> <p>As shown in Fig. 2, the HTR-PM [5] consists of two pebble-bed reactor modules coupled with a 210 MWe steam turbine. Each reactor module includes a reactor pressure vessel (RPV); graphite, carbon, and metallic reactor internals; a steam generator; and a main helium blower. The thermal power of one reactor module is 250 MWth, the helium temperatures at the reactor core inlet/ outlet are 250/750 °C, and steam at 13.25 MPa/567 °C is produced at the steam generator outlet. Table 1 presents the main technical parameters of the HTR-PM.</p>	<p>Im Februar 2008 wurde die 200 MWe HTR-PM-Demonstrationsanlage als Teil der Nationalen Wissenschafts- und Technologieprojekte genehmigt und wurde bezeichnet als „Fortschrittlicher Groß-DWR und HTR KKW“. Der Fahrplan für das Projekt zeigt als Perspektiven für die HTR- und HTR-PM-Entwicklung in China auf:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• hocheffiziente Kernkrafttechnik als Ergänzung der Druckwasserreaktor-Technologie (PWR);</li> <li>• bedeutende Technologie für nukleare Prozesswärme</li> <li>• weltweiter Beitrag durch Innovation in fortschrittlichen nuklearen Technologien.</li> </ul> <p><b>2. Technische Innovationen</b></p> <p>Wie in Fig. 2 gezeigt, besteht der HTR-PM [5] aus zwei Kugelbett-Reaktormodulen, gekoppelt mit einer 210 MWe-Dampfturbine. Jedes Reaktormodul enthält einen Reaktor-druckbehälter (RPV); Graphit-, Kohlestein- und Metalleinbauten; Dampferzeuger und ein Heliumhauptgebläse. Die Wärmeleistung eines Reaktormoduls beträgt 250 MWth, die Heliumtemperaturen am Reaktorkernein-/ausgang betragen 250/750°C und Dampf mit 13,25 MPa/567°C am Dampferzeugerausgang. Tabelle 1 stellt die wichtigsten technischen Parameter der HTR-PM vor.</p>
<p>The HTR-PM takes the HTR-10 as a prototype, and uses the German HTR-module and the US MHTGR as references. During R&amp;D of the HTR-PM, international achievements and experiences with HTGR were carefully studied, and much of the research was performed in collaboration with German scientists in the field of pebble-bed</p>	<p>Der HTR-PM folgt dem Prototyp HTR-10 und nutzt das deutsche HTR-Modul und die US MHTGR als Referenzen. Während der F &amp; E des HTR-PM wurden internationale Ergebnisse und Erfahrungen mit HTGR sorgfältig studiert und ein Großteil der Forschung wurde in Zusammenarbeit mit deutschen Wissenschaftlern im Bereich Kugelbett-HTGR durchgeführt. Für die</p>

HTGR. However, collaborations are insufficient for constructing the first HTR demonstration plant in the world, for these reasons:

- The HTR-module and MHTGR were not constructed in Germany or in the US, respectively, despite being deeply studied;
- the engineering designs and equipment manufacturing technologies were not transferred, except for some approved software and several technical consulting agreements; and
- knowledge and experience were lost as the scientists and engineers in Germany grew older and companies were closed down.

Therefore, Chinese scientists and our industrial partners must develop first-of-a-kind (FOAK) equipment and complete the construction of a demonstration plant by relying on our own industry and experience. Although the concept of the MHTGR is the same, the implementation of the engineering and technology is different. We describe the innovative technologies of the HTR-PM in the following subsections.

Erstellung der weltweiten HTR-Demoanlage reichen Kooperationen aus folgenden Gründen jedoch nicht aus:

- Das HTR-Modul und MHTGR wurden in Deutschland bzw. in den USA nicht gebaut, obwohl sie gründlich untersucht wurden.
- die Konstruktionsentwürfe und Geräteherstellungstechniken wurden, ausgenommen einige genehmigte Software und technische Beratungsvereinbarungen, nicht transferiert;
- Wissen und Erfahrung ging verloren, weil die Wissenschaftler und Ingenieure in Deutschland älter wurden und die Firmen erloschen.

Deshalb müssen chinesische Wissenschaftler und unsere Industriepartner erstmalige Geräte (first of a kind, FOAK) entwickeln und den Bau der Demoanlage komplettieren, indem sie sich auf unsere eigene Industrie und Erfahrung verlassen. Obwohl das Konzept der MHTGR gleich ist, weicht die Umsetzung der Ingenieurtechnik ab. Wir beschreiben die innovativen Technologien des HTR-PM in den folgenden Abschnitten.

## Table

Main design parameters of the HTR-PM.

Parameter	Unit	Value
Rated electrical power / Elektrische Leistung	MWe	210
Number of modules		2
Reactor module thermal power / thermische Leistung	MWth	250
Active core diameter/height / Durchm. /Höhe des aktiven Kerns	m	3/11
Primary helium pressure/ Druck im Primärkreis	MPa	7
Helium temperature at reactor inlet/outlet / He-Temperatur am Ein-/Ausgang	°C	250/750
Fuel element diameter / Durchmesser der Brennelemente (BE)	mm	60
Heavy metal loading per fuel element / Schwermetall pro BE	g	7
Number of fuel elements in one reactor core, Anzahl BE je Kern		420 000
Enrichment of fresh fuel element / Anreicherung im neuen BE		8.6%
Main steam pressure / Haupt-Dampfdruck	MPa	13.25
Temperature of main steam/feedwater / Wassertemp Aus-/Eingang	°C	567/205

*2.1. 250 MW<sub>th</sub> reactor module power*  
Before 2006, the 458 MW<sub>th</sub> reactor module was studied with an annular core, in which the spheres were placed in the annular regime. Two schemes were compared in the middle of the annular core: graphite

*2.1. 250 MW<sub>th</sub> Leistung je Reaktormodul*  
Vor 2006 wurde das 458 MW<sub>th</sub>-Reaktormodul mit ringförmigem Kern untersucht, bei dem sich die Kugeln im ringförmigen Kern befinden. Zwei Varianten für die Mitte des Ringkerns wurden verglichen: Graphitkugeln und Graphitsäule.

<p>spheres and a graphite column. Problems with the graphite sphere scheme included: difficulty convincing the licensing authority that there was a clear and certain boundary between the fuel and the graphite spheres; the outlet helium temperature becoming more non-uniform because part of the helium flowed through the central graphite spheres; the worth of control rods in the side reflectors proving to be insufficient; and so forth. In the graphite column scheme, problems also existed: The graphite column had to be replaced in the reactor lifetime; more than three discharging tubes were necessary at the bottom of the reactor, inducing a complicated fuel sphere flow; there were difficulties with the structural stability of the central graphite column; and so forth. In September 2006, the technical scheme of the reactor core was determined: It was decided to change it from 1 x 458 MW<sub>th</sub> reactor module to 2 x 250 MW<sub>th</sub> reactor modules. The primary concern regarding the changed reactor design was the capital cost increment. After careful calculation, the total plant capital costs of the 1 x 458 MW<sub>th</sub> and 2 x 250 MW<sub>th</sub> reactor schemes were found to have a finite difference, so the budget remains unchanged.</p>	<p>Probleme mit dem Graphit-Kugel-Schema ergaben Schwierigkeiten, die Genehmigungsbehörde zu überzeugen, dass es eine definierte, sichere Trennung zwischen Brennstoff und Graphitkugeln gibt; dadurch wird die Helium-Ausgangstemperatur ungleichförmiger, weil das Helium teilweise durch die mittlere Graphitkugelschüttung fließt; die Steuerstäbe in den Seitenreflektoren erweisen sich in ihrer Wirkung als unzureichend und so weiter. Bei der Graphitsäulenvariante bestanden auch Probleme: Die Graphitsäule muss während des Reaktorlebens ausgetauscht werden; am Boden des Reaktors wären mehr als drei Entladungsrohre nötig, was den Kugelfluss komplizierte; mit der baulichen Stabilität der Graphitsäule gab es Schwierigkeiten und so weiter. Im September 2006 wurde das technische Schema des Reaktorkerns festgelegt: man beschloss, von einem 458 MW<sub>th</sub> Modul auf 2 Module à 250 MW<sub>th</sub> zu wechseln. Die Hauptsorge des veränderten Reaktorkonzeptes war nun die Steigerung des Kapitalbedarfes. Nach sorgfältiger Kalkulation wurde die Differenz zwischen beiden Konzepten als unerheblich ermittelt, so dass das Budget unverändert bleibt.</p>
<p><i>2.2. 19 helical heat transfer tube assemblies in one steam generator</i></p> <p>Every assembly has a heat transfer capability of 13 MW<sub>th</sub>, and can be tested and verified in the 10 MW<sub>th</sub> helium engineering test facility (engineering test facility—helium technology (ETF-HT), engineering test facility—steam generator (ETF-SG)) under the conditions of 80% full power at full scale. The water flow rate in the heat transfer tubes can be determined based on the tests. Other advantages of the assemblies include in-service inspection, mass production and installations in parallel, and compatibility with the limited manufacturing experience of the Chinese industry.</p>	<p><i>2.2 19 Helixrohr-Anordnungen zur Wärmeübertragung in einem Dampferzeuger</i></p> <p>Jede Anordnung hat eine Wärmeübertragungsleistung von 13 MW<sub>th</sub> und kann unter den Bedingungen von 80% Leistung im 1:1 Masstab mit der 10 MW<sub>th</sub> Heliumtechnik-Testanlage ((ETF-HT), (ETF-SG) getestet und bestätigt werden. Die Wasserdurchflussmenge in den Wärmeübertragungsrohren kann auf Basis der Tests ermittelt werden. Weitere Vorteile der Baugruppen sind die Wartung im Betrieb, die Mengenproduktion, die parallele Installation. Und es verträgt sich mit der begrenzten Fertigungserfahrung der chinesischen Industrie.</p>
<p><i>2.3. Electric-magnetic bearings main helium blower</i></p> <p>The main helium blower, which uses electric-magnetic bearings, is placed in the reactor primary circuit pressure boundary to ensure the helium seals and prevent lubricant leakage into the primary circuit. For the</p>	<p><i>2.3 Elektromagnetische Lager im Heliumhauptgebläse</i></p> <p>Das Helium Hauptgebläse verwendet elektromagnetische Lager und befindet sich im Druckbereich des Primärkreislaufs. Damit werden die Helium-Dichtungen abgesichert und es</p>

HTR-PM, the main helium blower uses electric-magnetic bearings purchased from the international market. In the engineering prototype of the main helium blower, the electric-magnetic bearings which developed by INET has been tested in order to fully verify the fit of bearings and shafts. The engineering prototype has run full-power, full-speed tests in hot states and a nitrogen environment for 100 h and 500 h, and has also completed full-power tests under helium operation conditions (250 °C/7 MPa) that are identical to those of the HTR-PM.

In view of the importance of the main helium blower, another main blower prototype with dry gas seals and oil bearings has been developed as a backup solution. The motor and oil bearings are placed outside of the pressure vessel and the blower is inside the vessel. Dry gas sealing is used to limit the leakage of the shaft penetration. A maintenance seal has also been designed so that the dry gas seal device can be replaced under sealed helium conditions.

wird vermieden, dass Schmiermittel in den Primärkreislauf eindringen können. Für das Gebläse werden elektromagnetische Lager auf dem internationalen Markt beschafft. Im Technik-Prototyp dieses Gebläses wurden die von I-NET entwickelten Elektromagnetlager getestet, um die Passung von Lagern und Wellen vollständig prüfen. Dieser Prototyp wurde 100 h und 500 h bei voller Last und Geschwindigkeit, Betriebsdaten in Stickstoffatmosphäre getestet. Auch wurden Vollast-Tests unter Helium-Betriebsbedingungen (250°C / 7 MPa) gefahren, die mit denen des HTR-PM identisch sind.

Wegen der Bedeutung des Helium-Hauptgebläses wurde ein weiterer Prototyp mit trockenen Gasdichtungen und Öllagern als Backup-Lösung entwickelt. Die Motor- und Öllager sind außerhalb, das Gebläse innerhalb des Druckbehälters angeordnet. Die Trockengasdichtung minimiert die Leckage an der Welledurchführung. Auch eine Wartungsdichtung wurde konstruiert, die erlaubt, die trockenen Gasdichtung unter abgedichteten Heliumbedingungen auszutauschen.

#### *2.4. 24 control rod drive mechanisms and 6 small absorber sphere shutdown systems*

The former design of the HTR-PM reactivity control system contained 8 control rod drive mechanisms (CRDMs) and 22 small absorber sphere (SAS) shutdown systems, matching 30 graphite blocks in the circumferential side reflectors. Because of limited upper space, the 22 SAS shutdown systems shared 11 SAS drive systems. During the reactor start-up and partial power operation up to a 40% power level, SASs in the side reflector bores were driven out of the reactor core by helium, and control rods were inserted to maintain the criticality. The running main helium blower induced a pressure drop in the reactor internals and introduced difficulties and uncertainties into the operation of the SAS shutdown systems. After detailed engineering design and testing, we found that the SAS shutdown systems we developed cannot fulfill their requirements in a limited time. Therefore, we decided to change the reactivity control sys-

#### *2.4 24 Steuerstab-Mechanismen und 6 Abschaltssysteme mit kleinen Absorberkugeln*

Das ursprüngliche Design des Reaktivitäts-Kontrollsystems im HTR-PM enthielt 8 Steuerstab-Antriebsmechanismen (CRDMs) und 22 SAS-Abschaltsysteme mit kleinen Absorberkugeln, die in den 30 Graphitblöcken der Seitenreflektoren eingebaut werden sollten. Wegen des begrenzten Einbauplatzes oberhalb des Cores hatten die 22 SAS-Systeme nur 11 Antriebssysteme. Während des Reaktorstartens und des Teillastbetriebs bis zu 40% Leistung wurden die kleinen Absorberkugeln durch das Helium aus den Reflektorbohrungen herausgetrieben. Steuerstäbe wurden eingefahren, um die Kritikalität aufrechtzuerhalten. Das laufende Heliumhauptgebläse erzeugte einen Druckabfall im Reaktorinnern und verursachte Schwierigkeiten und Unsicherheiten im Betrieb der SAS-Abschaltsysteme. Nach detaillierter Ingenieurplanung und Tests stellten wir fest, dass die von uns entwickelten SAS-Abschaltsysteme die gestellten Anforderungen in der begrenzten Zeit nicht erfüllen können. Deshalb entschieden wir, das Regelsystem auf 24 CRDMs und 6 SAS



<p>tem to 24 CRDMs and 6 SAS shutdown systems. The reactor can be shut down, started up, and operated only through the CRDMs, and the SAS shutdown systems become a reserved shutdown system. In addition, it is now easier to drive the SASs back to the storage vessel under reactor shutdown conditions, and without running the main helium blower.</p>	<p>Abschalt-Systeme zu ändern. Der Reaktor kann allein über die CRDMs abgefahren, angefahren und betrieben werden, und die SAS-Abschalt-Systeme dienen als Reserveabschaltssystem. Außerdem ist es jetzt einfacher, die SASs unter Abschaltbedingungen, ohne laufendes Heliumhauptgebläse, zurück in den Vorratsbehälter zu befördern.</p>
<p><i>2.5. Fuel-handling system</i>  We tested a full-scale prototype of the integrated discharge machine, in which fuel spheres were discharged one by one and broken fuel spheres could be separated. An unsolved difficulty, no qualified bearing being found, caused us to separate the discharge machine and broken sphere separator. The new engineering prototype of the fuel-handling system has been tested and proved to be successful. The final technical solution of the system meets the requirements for helium seals, the lubrication of rotating machines under helium conditions, and maintenance.</p>	<p><i>2.5 Brennelement-Beschickungssystem</i>  Wir haben einen 1:1 Prototypen der integrierten Entladungsmaschine getestet, in der die Brennstoffkugeln einzeln entladen und zerbrochene Kugeln separiert werden konnten. Eine ungelöste Schwierigkeit, wir konnten kein adäquates Lager auftreiben, brachte uns dazu, die Entlademaschine vom Bruchkugel-Abscheider zu trennen. Der neue Prototyp des Brennstoff-Entladesystems bestand die Tests erfolgreich. Die endgültige technische Lösung erfüllt die Anforderungen an Heliumdichtungen, die Schmierung rotierender Maschinen unter Heliumbedingungen und an die Wartung.</p>
<p><i>2.6. Canister-based dry spent fuel storage system</i>  Each canister has a capacity of 40 000 spent fuel spheres and can be placed in the spent fuel storage building with concrete shields. Since data is lacking on metal corrosion near the sea, forced ventilation is used by air flow in a closed cycle. In a loss-of-power accident, the decay heat can be removed by the natural air circulation. The canister can also be placed in a standard LWR transport cask and be transported if necessary.</p>	<p><i>2.6 Trockenes Lagersystem für abgebrannte BE in Kanistern</i>  Jeder Kanister hat eine Kapazität von 40.000 abgebrannten Brennstoffkugeln und kann im Lager für abgebrannte BE mit Betonabschirmung gelagert werden. Da Daten zur Metallkorrosion in Meeresnähe fehlen, wird die Zwangsbelüftung in einem geschlossenen Kreislauf eingesetzt. Bei einem Blackout kann die Nachzerfallswärme durch natürliche Luftzirkulation abgeführt werden. Die Kanister können auch in Standard-LWR-Transportbehältern (Castor) untergebracht und bei Bedarf transportiert werden.</p>
<p>The experimental reactor consortium (AVR) test pebble-bed HTGR in Germany has been in operation for 21 years, from 1967 to 1988, with a total availability factor of 66% [6]. It is very successful as a test nuclear reactor. In 1990, the Association of German Engineers (VDI) and the Society for Energy Technologies published a report titled <i>AVR—Experimental High-Temperature Reactor: 21 Years of Successful Operation for a Future Energy Technology</i> [6]. After testing more than 10 types of fuel</p>	<p>Der Test Kugelhaufen HTR der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) in Deutschland war für 21 Jahre von 1967 bis 1988, mit einem Gesamtverfügbarkeitsfaktor von 66% [6] in Betrieb. Dies ist sehr erfolgreich für einen Testreaktor. Im Jahr 1990 veröffentlichte der Verein Deutscher Ingenieure (VDI) über seine Gesellschaft für Energietechnologien einen Bericht mit dem Titel: <i>Experimental High-Temperature Reactor: 21 Years of Successful Operation for a Future Energy Technology</i> [6]. Nach Tests mit mehr als 10 Typen von BE im AVR wurde zum</p>

<p>spheres in the AVR in the late 1980s, the detected radioactivity in the primary helium circuit was found to reach very low levels when using high-quality TRISO fuel spheres. Lessons have been learned from the early-stage HTGRs, such as AVR, thorium high-temperature nuclear reactor (THTR) in Germany, and SFV (Fort. St. Vain, Colo.) in the US. Additional measures were taken in the designs of the module HTGRs that were developed following these early units, including the German HTR-module and the US MHTGR. Such measures have been further referenced in the practice of the HTR-PM.</p>	<p>Ende des Betriebes in den späten 1980er Jahren festgestellt, dass die gemessene Radioaktivität im primären Heliumkreis bei der Verwendung hochwertiger TRISO-Brennstoffkugeln sehr niedrige Werte erreichte. Aus den frühen Phasen der HTGRs, wie z. B. AVR, Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR) in Deutschland und SFV (Fort St. Vrain, Colorado) in den USA hat man gelernt. Zusätzliche Maßnahmen wurden für die später entwickelten Designs der modularen HTGRs getroffen, darunter der deutsche HTR-Modul und der US MHTGR. Diese Maßnahmen fließen in die Praxis des HTR-PM ein.</p>
<p><b>3. Progress and experience</b>  <b>3.1. General technical concepts</b>  We evaluated the helium gas turbine and steam turbine technologies, and chose the steam turbine in 2002. After that, the technology roadmap was gradually formed, from the subcritical overheated steam turbine, to the supercritical steam turbine, and finally to the future helium-steam combined cycle. In 2006, we decided on two reactor modules of each 250 MW<sub>th</sub> and coupled with one 210 MW<sub>e</sub> steam turbine for the HTR-PM. The configuration of these two reactor modules will provide us with experience for multiple-module nuclear power plants in the next development.</p>	<p><b>3. Fortschritt und Erfahrung</b>  <b>3.1. Allgemeine technische Konzepte</b>  Wir untersuchten die Technik der Heliumgas- und der Dampfturbinen und wählten im Jahr 2002 die Dampfturbine. Danach wurde der Technologie-Fahrplan allmählich von der unterkritischen überhitzten Dampfturbine zur überkritischen Dampfturbine und schließlich zum künftigen kombinierten Helium-Dampf Kreislauf entwickelt. 2006 haben wir uns für zwei Reaktormodulen von je 250 MW<sub>th</sub>, gekoppelt mit einer 210 MWe Dampfturbine, entschieden. Die Konfiguration dieser beiden Reaktormodule wird uns Erfahrungen für die nächste Entwicklung von Multimodul-KKW verschaffen.</p>
<p><b>3.2 Research and development</b>  In January 2008, the implementation plan for the HTR-PM project was approved by the State Council of China; The R&amp;D technology roadmap was detailed and defined within this plan. In response to newly identified phenomena and the technical requirements of the HTR-PM, we studied key technologies and designed equipment on a research basis. Once prototypes of key equipment were manufactured and related test facilities were established, we carried out full-scale engineering verification experiments in hot states and the helium environment. Verified equipment and systems include the main helium blower, steam generator, fuel-handling system, CRDMs, SAS shutdown systems, helium purification system, and spent fuel storage system. While costing a considerable amount of money, la-</p>	<p><b>3.2 Forschung und Entwicklung</b>  Im Januar 2008 wurde der Umsetzungsplan für das HTR-PM-Projekt vom Staatsrat von China genehmigt; der F &amp; E-Technologie-Fahrplan wurde in diesem Plan detailliert und definiert. Als Reaktion auf neu identifizierte Phänomene und technische Anforderungen des HTR-PM haben wir Schlüsseltechnologien und konstruierte Geräte auf Forschungsbasis untersucht. Es wurden Prototypen wichtiger Komponenten hergestellt und Teststände eingerichtet. Wir führten umfangreiche 1:1 Engineering-Verifikationsexperimente mit Betriebsdaten und der Heliumumgebung durch. Zu den verifizierten Geräten und Systemen gehören das Heliumhauptgebläse, der Dampferzeuger, das Brennstoffbeschickungssystem, die CRDMs, die SAS-Abschaltsysteme, das Heliumreinigungssystem</p>

<p>bor force, and time, these experiments exposed and solved many engineering technical problems. Fig. 3 shows the HTR-PM engineering laboratory located at INET in Tsinghua University, in which most of the test facilities are installed. Table 2 lists most of the engineering verification experiments for the HTR-PM.</p>	<p>und das Lager für abgebrannte Brennstoffkugeln. Während sie eine beträchtliche Menge an Geld, Arbeitskräfte und Zeit kostet, haben diese Experimente viele ingenieurtechnische Probleme aufgezeigt und gelöst. Fig. 3 zeigt das HTR-PM-Ingenieurlabor bei INET an der Tsinghua Universität, in dem die meisten Testeinrichtungen installiert sind. Tabelle 2 listet die meisten der Engineering-Verifikationsexperimente für den HTR-PM auf.</p>
<p><i>3.3 Industry partnership</i>  We realized the technical and investment risks of the first demonstration plant, and worked to gain support from the Chinese government. In 2006, the HTR-PM demonstration plant was determined to be one of the 16 National Science and Technology Major Projects. Governmental support is crucial for the survival of this project. The Chinergy Co., Ltd. was founded in 2003 as architecture engineering (AE) and EPC contractor of plant's nuclear island, and the Huaneng Shandong Shidao Bay Nuclear Power Co., Ltd. (HSNPC) was founded in 2007 as the plant owner. The Shanghai Electric Corporation and Harbin Electric Corporation were authorized to manufacture the main nuclear steam supply system (NSSS) components.</p>	<p><i>3.3 Industriepartnerschaft</i>  Wir haben die technischen und Investitionsrisiken der ersten Demonstrationsanlage erkannt und arbeiten daran von der chinesischen Regierung Unterstützung zu erhalten. Im Jahr 2006 wurde die HTR-PM-Demonstrationsanlage bestimmt, eines der 16 National Science and Technology Major Projects zu sein. Die staatliche Unterstützung ist entscheidend für das Überleben dieses Projekts. Die Chinergy Co., Ltd wurde im Jahr 2003 als Architektur-Ingenieur/Planer (AE) und EPC als Auftragnehmer des nuklearen Teils beauftragt, und die Huaneng Shandong Shidao Bay Nuclear Power Co., Ltd (HSNPC) wurde 2007 als Bauherr der Anlage bestimmt. Die Shanghai Electric Corporation und die Harbin Electric Corporation waren beauftragt, die wichtigsten Komponenten des nuklearen Dampfversorgungssystems (NSSS) herzustellen.</p>



Fig. 3. The HTR-PM engineering laboratory at the Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET) and a 10 MW<sub>th</sub> helium engineering test facility.

#### 3.4. Equipment manufacturing

In 2008, according to the chosen technical scheme, the manufacturing contracts for the RPV, steam generator, metallic reactor internals, main helium blower, and so forth, were signed. After 2008, the general design of this equipment remained unchanged, although many changes took place in the detailed engineering. The RPV and metallic reactor internals were manufactured by the Shanghai Electric Corporation. Benefiting from the development of the nuclear power manufacturing industry in China, Chinese workshops have the capability to manufacture large-size RPV and metallic reactor internals. After overcoming some initial difficulties in forging manufacturing and detailed engineering, the manufacturing of RPV and metallic reactor internals is proceeding smoothly. Fig. 4 shows the status of the RPV in September 2015. The steam generator is the most difficult piece of equipment to manufacture in many of its aspects, including its materials, rolling and bending the heat transfer tubes, assembling the heat transfer units, final assem-

#### 3.4 Komponentenfertigung

2008 wurden nach dem ausgewählten technischen Schema die Fertigungsaufträge für den Reaktordruckbehälter (Reactor Pressure Vessel, RPV), den Dampferzeuger (Wärmetauscher), die Metalleinbauten, das Heliumhauptgebläse und weitere Komponenten erteilt. Nach 2008 blieb das generelle Design dieser Komponenten unverändert, obwohl viele Änderungen im Detail stattfanden. Die RPV- und Metalleinbauten wurden von der Shanghai Electric Corporation (SEC) hergestellt. Da die chinesischen Zulieferer von der Entwicklung der Nuklearindustrie in China profitieren, sind sie in der Lage, sehr große Druckbehälter (RPV) und Metalleinbauten herzustellen. Nach Überwindung einiger Anfangsschwierigkeiten in der Schmiedeteilfertigung und Detailengineering verläuft die Herstellung dieser Komponenten nun reibungslos. Fig. 4 zeigt den Stand des RPV im September 2015. Der Dampferzeuger ist aus vielen Aspekten das schwierigste in der Herstellung. Die Materialien, das Walzen und Biegen der Wärmetauscherrohre, die Montage der Wärmetauschereinheiten, Endmontage,

bling, welding, production schedules, special tooling and workshops, and engineering verification experiments. We developed a prototype of the main helium blower, and carefully planned and steadily promoted many engineering verification experiments. Although these experiments also cost a considerable amount of time and money, we discovered and improved many technical details to ensure the operation of the HTR-PM.

Schweißen, Arbeitsablauf- und -prüfpläne, Spezialwerkzeuge, Werkstätten sowie Nachweise der Auslegungsdaten. Wir haben einen Prototyp des Haupt-Helium-Gebläses entwickelt und dazu viele Tests und Nachweise der Auslegungsdaten sorgfältig geplant und beständig gefördert. Obwohl diese Experimente auch sehr viel Zeit und Geld kosteten, haben wir viele technische Details aufgespürt und optimiert, um den Betrieb des HTR-PM zu gewährleisten.

### 3.5.Fuels

In 2005, a prototyping fuel-production facility was constructed at INET with a capacity of 100.000 fuel elements per year, in order to solidify the fabrication craft. We then began construction on the HTGR fuel-production factory in Baotou, Northern China, in 2013, installed the fuel-production equipment in 2014, and started the commissioning and trial production in 2015. The irradiation test of five fuel spheres of the HTR-PM started in October 2012 in the high flux reactor (HFR) in Petten, the Netherlands, and finished on December 30, 2014. As one of the key technologies in the HTR-PM project, the fuel spheres have been proved to achieve their expected performance.

### 3.6.Brennstoffe

2005 wurde bei INET der Prototyp einer Brennstoffproduktionsanlage mit einer Kapazität von 100 000 Brennelementen (BE) pro Jahr errichtet, um die Fertigungstechnik stabil aufzustellen. Danach haben wir 2013 den Bau der HTGR-BE-Fabrik in Baotou, Nordchina, begonnen, im Jahr 2014 die Geräte installiert und 2015 den Betrieb sowie die Testproduktion begonnen. Der Bestrahlungstest von fünf BE-Kugeln des HTR-PM begann im Oktober 2012 im Hochflussreaktor (HFR) in Petten, Niederlande und endete am 30. Dezember 2014. Diese Schlüsseltechnologie im HTR-PM-Projekt bestand ihren Leistungstest entsprechend den Erwartungen.



**Fig. 4.** Manufacture of the HTR-PM reactor pressure vessels by the Shanghai Electric Corporation; status as of September 2015. (Bild ist optisch verzerrt )

<p><i>3.6.Licensing</i></p> <p>The technical documents titled <i>Important Criteria for HTR-PM Safety Reviews</i> were finished in 2006 by the China NNSA. Following that, major nuclear safety reviews at the construction permit license stage were finished in 2009. The post-Fukushima safety inspection was finished in 2011, and the list of verification experiments and the acceptance conditions were confirmed before the final safety analyses report reviews. Carried out gradually, the safety review of the HTR-PM obeys current nuclear safety regulations appropriated mainly for the PWR, and has some different requirements due to specific features, according to the approved review criteria established in 2006. These requirements follow the rules defined by the China NNSA and maintain the principle of the conservation. The Chinese Nuclear Safety Licensing uses similar standards and procedures as those of the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the US Nuclear Regulatory Commission (NRC). Over the past 20 years, the China NNSA has been able to verify in depth the safety details of various kinds of nuclear power plants around the world. This information helps them to verify the safety features of different types of reactors, including the HTR-PM. The construction of the HTR-10 and two-stage licensing also help to advance the licensing on the HTR-PM.</p>	<p><i>3.6 Genehmigung</i></p> <p>Die technischen Unterlagen „<i>Wichtige Kriterien für HTR-PM Sicherheits-Prüfungen</i>“ wurden 2006 von der chinesischen National Nuclear Security Agency NNSA fertiggestellt. Danach wurden bis 2009 umfangreiche nukleare Sicherheitsprüfungen für die Baugenehmigung durchgeführt. Nach dem Fukushima Daiichi Unfall wurden im Jahr 2011 weitere Sicherheitsprüfungen durchgeführt und abgeschlossen. Zudem wurde die Liste der Testeinrichtungen sowie die zu erfüllenden Genehmigungsdaten bestätigt, bevor der endgültige Sicherheitsbericht überprüft wurde. Die schrittweise Sicherheitsprüfung des HTR-PM erfolgt auf Basis der aktuellen Nuklear-Sicherheitsbestimmungen, die vor allem für PWR gelten. Sie haben einige abweichende Anforderungen die an spezifische Merkmale des HTR angepasst sind entsprechend den 2006 genehmigten Überprüfungskriterien. Diese Anforderungen entsprechen den Regeln der chinesischen NNSA und pflegen das Prinzip der Konservativität. Das chinesische nukleare Genehmigungsverfahren wendet ähnliche Standards und Verfahren an, wie die der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) und der US-Atombehörde (NRC). In den vergangenen 20 Jahren konnte die chinesische NNSA die Sicherheitsdetails verschiedener KKW's auf der ganzen Welt im Detail analysieren. Diese Informationen helfen ihr, die Sicherheitsmerkmale verschiedener Reaktortypen, einschließlich des HTR-PM, zu bestätigen. Der Bau des HTR-10 und das zweistufige Genehmigungsverfahren hilft auch, diese für den HTR-PM voranzubringen.</p>
<p><i>3.7.Site</i></p> <p>Between 2002 and 2004, we visited more than 10 provinces in China in order to find a potential site for the HTR-PM demonstration plant. Finally, we chose the Shidao Bay site in Rongcheng, Shandong Province, and determined the application of this project to be generating electricity for the grid. Future applications of the HTR-PM should include cogeneration and high-temperature heat applications. As a heat supply reactor, it should be close to existing heat consumers, and supply 100% backup capacity. The</p>	<p><i>3.7 Standort, Baustelle</i></p> <p>Zwischen 2002 und 2004 besuchten wir mehr als 10 Provinzen in China, um einen potenziellen Standort für die HTR-PM-Demo-Anlage zu finden. Schließlich haben wir uns für die Shidao Bay in Rongcheng, Provinz Shandong, entschieden und die Stromerzeugung als Einsatzgebiet für dieses Projekt bestimmt. Zukünftige Anwendungen der HTR-PM sollten aber auch KWK- und Prozess-Wärme sein. Als Prozesswärmelieferant sollte er nahe bei bestehenden Verbrauchern liegen und 100% Backup-Ka-</p>

<p>elimination of off-site emergency response and a reduced radius of the low population zone (LPZ) are necessary for heat consumers. It is very difficult to find an appropriate nuclear site near a heat consumer. Due to these difficulties, this first demonstration project is orientated toward electricity generation. As the first demonstration plant sharing the site with several PWRs, we do not insist on legally eliminating the off-site emergency response, but we aim to prove that it can be technically eliminated. The construction of PWRs on the same site helps to share the infrastructure capital costs, thus supporting the first demonstration plant for the HTR-PM.</p>	<p>pazität bereitstellen. Der Entfall des Katastrophenschutzes außerhalb der Reaktoranlage und die Reduzierung der Zone dünner Besiedlung sind notwendige Voraussetzung für Wärmeverbraucher. Es ist sehr schwierig, einen geeigneten Standort nahe beim Wärmeverbraucher zu finden. Daher ist dieses erste Demoprojekt eine Stromerzeugungsanlage. Da die erste Demoanlage den Standort mit mehreren PWRs teilt, bestehen wir nicht auf dem Aufheben der Katastrophenschutzregelung, wollen aber beweisen, dass sie technisch entbehrlich ist. Das Errichten von PWRs am selben Standort trägt dazu bei, die Infrastrukturkapitalkosten zu teilen und damit die erste Demoanlage für den HTR-PM zu unterstützen.</p>
<p><b>4. Safety and economics</b></p> <p>Decay heat removal is the key issue in nuclear safety. Failure in decay heat removal caused the reactor core to overheat and melt down in both the Three Mile Island and Fukushima Daiichi nuclear accidents. In the Chernobyl accident, after the initial explosion that was caused by the fission power increment, the resulting sequences were mostly related to the failure of the decay heat removal system. For an LWR, it is essential to develop a highly reliable emergency cooling system guaranteed by a reliable electricity and water supply.</p>	<p><b>4. Sicherheit und Wirtschaftlichkeit</b></p> <p>Abfuhr der Nachzerfallswärme ist das zentrale Thema für die nukleare Sicherheit. Das Versagen dieser Abfuhr bewirkte Überhitzung und Kernschmelze sowohl in Three-Mile-Island als auch in Fukushima-Daiichi. Beim Unfall von Tschernobyl waren die resultierenden Folgen nach der ersten Explosion, die durch die Leistungsexkursion verursacht wurde, überwiegend mit dem Ausfall des Systems für die Nachzerfallswärmeabfuhr verbunden. Für einen LWR ist es unerlässlich, ein sehr zuverlässiges Notkühlsystem zu entwickeln, das durch eine zuverlässige Strom- und Wasserversorgung gewährleistet ist.</p>
<p>Inherently safe nuclear technology can be innovatively found, based on these physical ideas: When we employ three measures—</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• using the more heat-resistant and substantial silicon carbide (SiC) as the fuel cladding;</li> <li>• significantly lowering the volumetric power density of the reactor core; and</li> <li>• „dividing 1 into N,“ or dividing one large reactor into identical small reactor modules—</li> </ul> <p>then the reactor core can be designed such that the decay heat can never heat up the reactor core to the temperature limit. Based on the law of energy conservation, the decay heat in the reactor core can only</p>	<p>Inhärent sichere Kerntechnik wird basierend auf diesen physikalischen Ideen innovativ erreicht: Wenn wir drei Maßnahmen einsetzen,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Gebrauch von hitzebeständigem und belastbarem Siliciumcarbid (SiC) als Brennstoffhülle;</li> <li>• signifikante Absenkung der volumetrischen Leistungsdichte des Reaktorkerns; und</li> <li>• „Teilung von 1 in N“ also Teilung eines großen Reaktors in identische kleine Reaktormodule – dann kann der Reaktorkern so ausgelegt sein, dass die Zerfallswärme den Reaktorkern niemals bis zur zulässigen Temperaturgrenze aufheizen kann. Gemäß dem Gesetz der Energieerhaltung kann Zerfallswärme im Reaktorkern nur durch Wärmeleitung und Strahlung abgeführt werden. Diese hängt von den Materialeigenschaften ab; Wärmekonvektion ist nicht</li> </ul>

be removed by heat conduction and radiation, which depend on material properties; heat convection is not necessary. After studying for more than 30 years in the international nuclear community, we have constructed the world's first commercial-scale reactor of this kind. Regarding the fuel element of the HTR-PM, it can be proved that the maximum fuel temperature limit is 1600-1800 °C for maintaining the coated fuel particle integrity. The average power density in normal operations is 3.3 MW-m<sup>3</sup>, which is 1/30 of that in a PWR. The thermal power of one reactor module is chosen to be 250 MW<sub>th</sub>, which provides a sufficient margin. Fig. 5 gives the reactor fuel peaking temperature during a loss-of-coolant depressurized accident, which does not depend on any engineering safety facility. The above-mentioned safety characteristics can be proved by repeatable full-plant safety demonstration tests, without affecting further operation.

The innovations for the inherent safety of the HTR-PM are easy to understand according to physical laws. However, two challenges still remain:

- How can we construct and operate the HTR-PM? and
- what are the economics of the HTR-PM?

The key problem is how a small HTR-PM can compete with an LWR plant, which is 10 times bigger.

We use the idea of „combining  $N$  into 1.“ We have finished a concept design of a 660 MWe multi-module HTR-PM nuclear power plant, which includes 6 HTR-PM reactor modules connecting to a steam turbine. Each reactor module has the same design as the HTR-PM demonstration plant, with an independent safety system and shared non-safety auxiliary systems. The footprint of a multi-module HTR-PM plant is not significantly different from that of a PWR plant generating the same power. Fig. 6 shows a 2 x 600 MW<sub>e</sub> HTR-PM nuclear power plant for cogeneration.

notwendig. Nach mehr als 30 Jahren Studium in der internationalen Nukleargemeinschaft haben wir den weltweit ersten kommerziellen Reaktor dieser Art konstruiert. Für das Brennelement des HTR-PM kann nachgewiesen werden, dass die maximal zulässige Temperatur 1600-1800°C beträgt, um die beschichteten Brennstoffpartikel unverletzt zu erhalten. Die durchschnittliche Leistungsdichte im Normalbetrieb beträgt 3,3 MW pro cbm, 1/30 der Leistungsdichte im PWR. Die thermische Leistung eines Reaktormoduls wurde mit 250 MW<sub>th</sub> gewählt, was einen ausreichenden Spielraum bietet. Fig. 5 zeigt die Spitztemperatur des Brennstoffes, die bei einem Unfall durch Verlust des Kühlmittels entsteht und keine technische Sicherheits-einrichtung erforderlich macht. Diese Sicherheitsmerkmale können wiederholt durch Demotests für das ganze Kraftwerk nachgewiesen werden, ohne den Weiterbetrieb zu beeinträchtigen.

Die Innovationen für die inhärente Sicherheit des HTR-PM erklären sich leicht aus den physikalischen Gesetzen. Allerdings bleiben noch zwei Herausforderungen:

- Wie können wir den HTR-PM bauen und betreiben? Und

- Wie sieht es mit der Wirtschaftlichkeit aus?

Die Hauptfrage ist, wie ein kleiner HTR-PM mit einer LWR-Anlage konkurrieren kann, die 10 mal größer ist.

Wir folgen der Idee, „ $N$  zu 1 zu kombinieren“. Wir haben das Konzept eines 660 MWe-KKW in Multimodul-HTR-PM-Bauweise erstellt, das 6 HTR-PM-Reaktormodule mit einer Dampfturbine umfasst. Jedes Reaktormodul hat das gleiche Design wie die HTR-PM Demoanlage. Jedes Modul hat ein eigenständiges Sicherheitssystem. Die Nicht-Sicherheitsrelevanten-Hilfssysteme werden gemeinsam genutzt. Der Flächenbedarf einer Multimodul-HTR-PM-Anlage unterscheidet sich nicht wesentlich von der einer PWR-Anlage mit gleicher Leistung. Fig. 6 zeigt ein 2 x 600 MWe HTR-PM KKW für KWK.



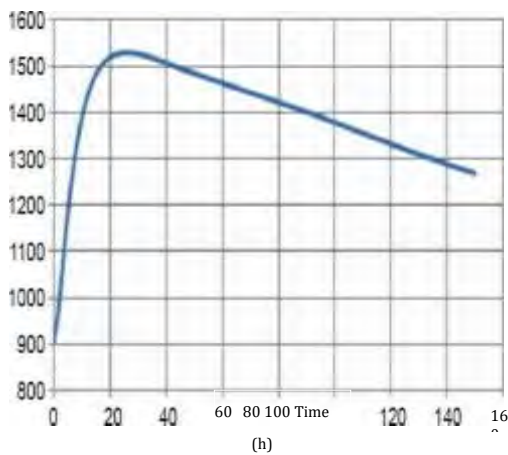


Fig. 5. The fuel soaking temperature of the HTR-PM during a loss of coolant

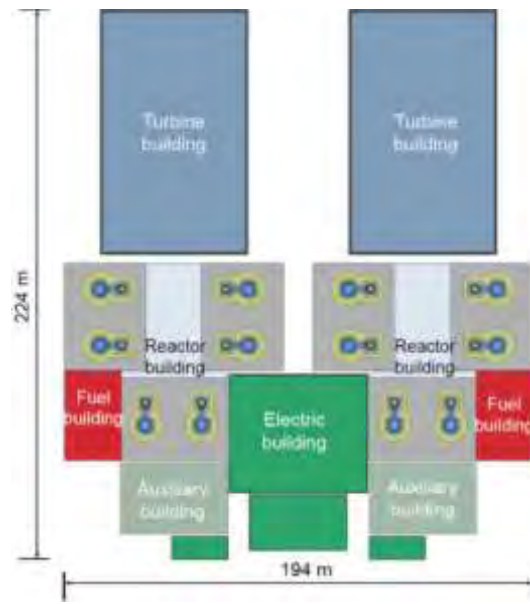


Fig. 6. The 2 x 600 MWe HTR-PM multi-modules plant.

To date, supply contracts have been signed for all the components of the HTR-PM project. From the actual contract costs, we can compare the detailed capital costs of a 2 x 600 MWe multi-module HTR-PM plant with those of a real 2 x 600 MWe PWR plant constructed at the same time in China. Using the capital costs of the HTR-PM plant as evaluated by the government in 2014, the total price of a 2 x 600 MWe multi-module HTR-PM plant is about 110%-120% of the price of the PWR. The electricity price to the grid thus increases from 0.4 CNY-(kW-h)<sup>-1</sup> to 0.48 CNY-(kW-h)<sup>-1</sup>, which is still much lower than the costs of gas, wind power, and solar power in the Chinese market. The costs of the RPV and reactor internals are very small, about 2% of the total plant costs. Therefore, assuming that the other costs of the plant are unchanged, even if the costs of the RPV and reactor internals increase to 10 times their original value, the increase of the total plant costs can be limited to within 20%. This is the reason behind the above economic evaluation results; details can be found in Ref. [7].

To realize the dream of inherent safety, the philosophy of „dividing 1 into N“ is adopted, and to limit the cost increase, the philosophy of „combining N into 1“ is preferred.

Bis heute wurden Lieferverträge für alle Komponenten des HTR-PM Projektes abgeschlossen. Aus den tatsächlichen Auftragskosten können wir die detaillierten Kapitalkosten einer 2 x 600 MWe Multimodul-HTR-PM-Anlage mit denen einer realen 2 x 600 MWe PWR-Anlage vergleichen, die gleichzeitig in China gebaut wurde. Mit den von der Regierung im Jahr 2014 ermittelten Kapitalkosten der HTR-PM-Anlage, beträgt der Gesamtpreis einer 2 x 600 MWe Multimodul-HTR-PM-Anlage etwa 110% - 120% des PWR-Preises. Der Strompreis für das Stromnetz steigt also von 0,4 CNY/kWh auf 0,48 CNY/kWh. Das liegt noch deutlich unter den Kosten von Gas-, Wind- und Solarenergie im Chinesischen Markt. Die Kosten der RPV- und Reaktoreinbauten sind sehr niedrig und machen etwa 2% der gesamten Anlagenkosten aus. Unter der Annahme unveränderter sonstiger Kosten der Anlage könnten die Kosten der RPV- und Reaktoreinbauten auf das 10-fache ihres ursprünglichen Wertes ansteigen, und die Erhöhung der Gesamtbetriebskosten wären immer noch auf 20% begrenzt. Hierauf beruht das obige Ergebnis der wirtschaftlichen Bewertung. Details findet man in Ref. [7]

Um den Traum „inhärente Sicherheit“ umzusetzen, wird die Philosophie der „Teilung von 1 zu N“ genutzt. Um die Kosten zu begrenzen,

	<p>wird die Philosophie der „Kombination von N zu 1“ bevorzugt.</p>
<p><b>5. Concluding remarks</b></p> <p>The Fukushima Daiichi nuclear accident, caused by an earthquake and a tsunami, raised the question of humanity's capability for using nuclear fission power in a safe way. Scientists around the globe have created many ingenious solutions to answer the question of safety; however, the real challenge is how to verify these solutions and ensure that they survive the very long path from conceptual stage to market. Based on experience in the nuclear engineering field, this path should include</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• fundamental research,</li> <li>• concept development,</li> <li>• R&amp;D of key technologies,</li> <li>• the construction of a test reactor, and</li> <li>• finally the construction of a full-scale commercial demonstration plant.</li> </ul> <p>This process may take two or three decades and cost billions of US dollars. Supported by the Chinese National Science and Technology Major Projects, the scientists at Tsinghua University fully cooperate with the industry and with the global nuclear community, and are now in the final stage of this process. We understand the hardships that must be experienced and the challenges that come before success. And we will continue to accomplish the HTR-PM project in order to provide a technologically and commercially innovative reactor for the nuclear power development of China and the world.</p> <p>The HTR-PM is not yet a proven technology. For this reason, it is believed that the LWR will continue to be the mainstream technology of nuclear power, and that its safety will be continually improved.</p>	<p><b>5. Schlußbemerkungen</b></p> <p>Der nukleare Unfall von Fukushima Daiichi, verursacht durch ein Erdbeben und Tsunami, stellte die Frage nach der menschlichen Fähigkeit, die Kernspaltung sicher zu nutzen. Wissenschaftler rund um den Globus haben viele geniale Lösungen geschaffen, um die Frage der Sicherheit zu beantworten. Die eigentliche Herausforderung besteht jedoch darin, ihre Belastbarkeit zu überprüfen und sicherzustellen, dass sie den langen Weg von der Konzeption zum Markt überleben. Nach den Erfahrungen mit der Nukleartechnik sollte dieser Weg</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• die Grundlagenforschung,</li> <li>• die Konzeptentwicklung,</li> <li>• die F &amp; E der Schlüsseltechnologien,</li> <li>• den Bau eines Testreaktors und</li> <li>• schließlich den Bau einer kommerziellen Demonstrationsanlage im Maßstab 1:1.</li> </ul> <p>Dieser Prozess kann zwei oder drei Jahrzehnte dauern und Milliarden von US-Dollar kosten. Unterstützt von den chinesischen Nationalen Großprojekten in Wissenschaft und Technik arbeiten die Wissenschaftler an der Tsinghua University intensiv zusammen mit der Industrie und der globalen Atomgemeinschaft. Nun sind sie in der Endphase dieses Prozesses. Wir verstehen die zu bestehenden Härten und die Herausforderungen vor dem Erfolg. Wir führen das HTR-PM-Projekt weiterhin durch, um einen technologisch und kommerziell neuartigen Reaktor für die Kernkraftentwicklung in China und der Welt zu schaffen.</p> <p>Der HTR-PM ist noch keine bewährte Technik. Aus diesem Grund wird davon ausgegangen, dass der LWR weiterhin die Mainstream-Technologie der Kernenergie sein wird und dass ihre Sicherheit kontinuierlich verbessert wird.</p>
<p><b>Acknowledgements</b></p> <p>The HTR-PM is a team work. In China, it is the effort of two generations of scientists. Without the HTR-10 test reactor, there would be no HTR-PM later on. It has been contributed to by different government organizations, industry partners, and team</p>	<p><b>Danksagungen</b></p> <p>Die HTR-PM ist eine Teamarbeit. In China ist es die Arbeit von zwei Generationen von Wissenschaftlern. Ohne den HTR-10-Testreaktor würde es keine HTR-PM geben. Verschiedene Regierungsorganisationen, Industriepartner und Teammitglieder haben dazu beigetragen.</p>

members. Around the world, many scientists from Germany, the US, Japan, South Africa, and more have also devoted their whole lives to this technology and have contributed a lot. To construct the world's first demonstration power plant of the modular high-temperature gas-cooled reactor is a common dream for many nuclear scientists. The HTR-PM in China is based on all the work that been done worldwide. The first author of this paper has been the director of INET since 2001 and later the HTR-PM chief scientist. He, as well as the other authors, tries to express the engineering and technology of this project from a special viewpoint.

Auf der ganzen Welt haben viele Wissenschaftler aus Deutschland, den USA, Japan, Südafrika und andere auch ihr ganzes Leben dieser Technologie gewidmet und haben viel beigetragen. Das weltweit erste Demokraftwerk des modularen gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktors zu bauen, ist für viele Atomwissenschaftler ein verbindender Traum. Der HTR-PM in China basiert auf all der Arbeit, die weltweit durchgeführt wurde. Der erstgenannte Autor dieses Aufsatzes ist seit 2001 Direktor von INET und später der HTR-PM-Chefwissenschaftler. Er versucht, ebenso wie die anderen Autoren, die Technik und Ingenieurleistung Projektes aus einem besonderen Blickwinkel auszudrücken.

**Table 2** Test facilities of the HTR-PM project.

Test facility	Full name	Main parameter	Application	Degree of completion
ETF-HT	Engineering test facility—helium technology	10 MW <sub>th</sub> , 7 MPa, 250-750 °C, helium	Heat source to verify steam generator and other systems	Facility finished
ETF-SG	Engineering test facility—steam generator	One full-scale assembly, 10 MW <sub>th</sub> , 13.25 MPa, 205-570 °C, water	Secondary loop and third loop to verify steam generator	Facility and testing steam generators finished
ETF-HC	Engineering test facility—helium circulator	Full-scale, 4.5 MWe, 7 MPa, 250 °C, helium	Verification of helium circulator	Helium tests finished
ETF-FHS	Engineering test facility—fuel-handling system	Full-scale, 7 MPa, 100-250 °C, helium, two chain	Verification of fuel-handling system	Tests in final stages
ETF-CRDM	Engineering test facility—control rods driving mechanism	Full-scale, 1 MPa, 100-250 °C, helium	Verification of control rods; driving mechanism	Tests finished
ETF-SAS	Engineering test facility—small absorber sphere system	Full-scale, 7 MPa, 100-250 °C, helium	Verification of small absorber sphere system	Tests finished
ETF-SFS	Engineering test facility—spent fuel system	Full-scale, air, 0.1 MPa	Verification of major components of spent fuel storage system	Tests finished
ETF-HPS	Engineering test facility—helium purification system	7 MPa, 25-250 °C, helium; purification flow rate: 40 kg·h <sup>-1</sup>	Verification of purification efficiency (greater than 95% and system resistance less than 200 kPa)	Tests finished
TF-PBEC	Test facility—pebble-bed equivalent conductivity	3 m in diameter, 60 mm graphite sphere, 1600 °C	Measurement of pebble-bed equivalent conductivity	Facility commissioning
TF-PBF3D	Test facility—pebble-bed flow 3D	0.1 MPa, room temperature, air, 1: 5 scale	Three-dimensional simulation test for pebble-bed flow	Facility manufacturing
ETF-DCS	Engineering test facility—distributed control system	Full-scale	Verification of distributed control system architecture and major control systems	Tests finished
ETF-RPS	Engineering test facility—reactor protection system	Full-scale, 4 channels	Verification of reactor protect system	Tests finished
ETF-MCR	Engineering test facility—main control room	Full-scale	Verification of human-machine interface	Tests finished

### Compliance with ethics guidelines

Zuoyi Zhang, Yujie Dong, Fu Li, Zhengming Zhang, Haitao Wang, Xiaojin Huang, Hong Li, Bing Liu, Xinxin Wu, Hong Wang, Xingzhong Diao, Haiquan Zhang, and Jinhua Wang declare that they have no conflict of interest or financial conflicts to disclose.

### Einhaltung von Ethikrichtlinien

Zuoyi Zhang, Yujie Dong, Fu Li, Zhengming Zhang, Haitao Wang, Xiaojin Huang, Hong Li, Bing Liu, Xinxin Wu, Hong Wang, Xingzhong Diao, Haiquan Zhang und Jinhua Wang erklären, dass sie keinen Interessenkonflikt oder finanzielle Konflikte zu offenbaren haben.

<p><b>References - Literatur</b></p> <p>[1] Reutler H, Lohnert H. Advantages of going modular in HTRs. Nucl Eng Des 1984;78(2):129-36.</p> <p>[2] US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee, Generation IV International Forum. A technology roadmap for Generation IV nuclear energy systems. USA: US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee, Generation IV International Forum; 2002. Report No.: GIF-002-00.</p> <p>[3] Clery D. Reactors: nuclear industry dares to dream of a new dawn. Science 2005;309(5738):1172-5.</p> <p>[4] Wu ZX, Lin DC, Zhong DX. The design features of the HTR-10. Nucl Eng Des 2002;218(1-3):25-32.</p> <p>[5] Zhang ZY, Wu ZX, Wang DZ, Xu YH, Sun YL, Li F, et al. Current status and technical description of Chinese 2 * 250 MWth HTR-PM demonstration plant. Nucl Eng Des 2009;239(7):1212-9.</p> <p>[6] Baumer R, Barnert H, Baust E, et al.; Association of German Engineers, The Society for Energy Technologies. AVR—experimental high-temperature reactor: 21 years of successful operation for a future energy technology. Dusseldorf: VDI-Verlag; 1990.</p> <p>[7] Zhang ZY, Sun YL. Economic potential of modular reactor nuclear power plants based on the Chinese HTR-PM project. Nucl Eng Des 2007; 237(23): 2265- 74.</p>	



## Experiment study on thermal mixing performance of HTR-PM reactor outlet

Yangping Zhou<sup>a\*1</sup>, Pengfei Hao<sup>b</sup>, Fu Lia, Lei Shia, Feng Heb, Yujie Dong<sup>a</sup>, Zuoyi Zhang<sup>a</sup> *Institute of Nuclear and New Energy Technology, Collaborative Innovation Center of Advanced Nuclear Energy Technology, the Key Laboratory of Advanced Reactor Engineering and Safety, Ministry of Education, Tsinghua University, Beijing 100084, China,* <sup>b</sup> *School of Aerospace, Tsinghua University, Beijing 100084, China*

### ARTICLE INFO

#### Article history:

Received 24 March 2015

Received in revised form 1 March 2016

Accepted 7 March 2016

Available online 28 March 2016 Übersetzung von Dr. G. Dietrich und Jochen Michels

#### ABSTRACT

A model experiment is proposed to investigate the thermal mixing performance of HTR-PM reactor outlet. The design of the test facility is introduced, which is set at a scale of 1:2.5 comparing with the design of thermal mixing structure at HTR-PM reactor outlet. The test facility using air as its flow media includes inlet pipe system, electric heaters, main mixing structure, hot gas duct, exhaust pipe system and I&C system. Experiments are conducted on the test facility and the values of thermal-fluid parameters are collected and analyzed, which include the temperature, pressure and velocity of the flow as well as the temperature of the tube wall. The analysis results show the mixing efficiency of the test facility is higher than that required by the steam generator of HTR-PM, which indicates that the thermal mixing structure of HTR-PM fulfills its design requirement.

© 2016 Elsevier B.V. All rights reserved.

#### Zusammenfassung

Ein Modellversuch zur Untersuchung der thermischen Mischleistung am Ausgang des HTR-PM wird vorgeschlagen. Die Auslegung der Prüfeinrichtung wird vorgestellt, die im Maßstab 1: 2,5 der Konstruktion der thermischen Mischanordnung am HTR-PM-Ausgang nachgebildet ist. Die Prüfanlage mit Luft als Strömungsmedium umfasst Einlassrohrsystem, elektrische Heizungen, Hauptmischer, Heißgasleitung, Abgasrohrsystem und I & C-System. Experimente werden an der Testanlage durchgeführt und die Werte der thermischen Fluidparameter werden gesammelt und analysiert, die die Temperatur, den Druck und die Geschwindigkeit der Strömung sowie die Temperatur der Rohrwandung einschließen. Die Analyseergebnisse zeigen, dass die Mischleistung der Testanlage besser ist als die, die vom Dampferzeuger des HTR-PM benötigt wird, was anzeigt, dass die thermische Mischeinrichtung des HTR-PM ihre konstruktive Anforderung erfüllt.

© 2016 Elsevier B.V. Alle Rechte vorbehalten.

#### 1. Introduction

In December 2012, Pebble-bed Module High

#### 1. Einleitung

Im Dezember 2012 startete der modulare

<sup>1</sup> \* Corresponding author. Tel.: +86 10 62783555; fax: +86 10 62771150. E-mail address: [zhouyp@mail.tsinghua.edu.cn](mailto:zhouyp@mail.tsinghua.edu.cn) (Y. Zhou).

<p>Temperature gas-cooled Reactor (HTR-PM) (Dong and Gao, 2006; Zhang et al., 2009), one of Chinese National S&amp;T Major Projects, started its First Concrete Date (FCD) in Rongcheng, Shangdong Province. HTR-PM is the world's first fourth-generation commercial nuclear power plant with high thermal efficiency and inherent safety features. In China, Tsinghua University is now conducting the studies for developing and validating the key equipment and technologies related to the demonstration project based on the HTR-10-project (10MW High Temperature Gas-cooled Test Reactor) (Wu et al., 2002; Xu and Zuo, 2002).</p>	<p>gasgekühlter Kugelbett- Hochtemperatur- Reaktor (HTR-PM) (Dong und Gao, 2006, Zhang et al., 2009), eins der chinesischen National S &amp; T Major Projects, seinen ersten Betonguss (FCD) in Rongcheng, Provinz Kanton. HTR-PM ist das weltweit erste kommerzielle Kernkraftwerk der vierten Generation mit hohem thermischen Wirkungsgrad und inhärenten Sicherheitsmerkmalen. In China führt die Tsinghua-Universität nun die Studien zur Entwicklung und Validierung der wichtigsten Komponenten und Technologien im Zusammenhang mit dem Demonstrationsprojekt auf Basis des HTR-10-Projekts (gasgekühlter 10MW Hochtemperatur- Testreaktor) durch (Wu et al., 2002; Xu und Zuo, 2002).</p>
<p>For High Temperature Gas-cooled Reactor (HTR), the radial temperature difference of the coolant helium out of the cylindrical reactor core is up to above 100°C. In addition, much higher temperature difference can be introduced to the main coolant flow by the small cold leakages into the bottom of reactor vessel. In order to ensure the technical feasibility and safety of steam generator by limiting the thermal loads on the heat-exchanging component, a thermal mixing structure is proposed to mix the coolant helium out of the reactor. Usually, the thermal mixing structure consists of three components: narrow cross channel, hot gas chamber and hot gas duct where the temperature difference of coolant is reduced through a turbulent mixing process. Due to the complexity of the flow path and high speed turbulence with Reynolds number exceeding <math>10^5</math>, the accurate performance of thermal mixing structure is difficult to be obtained through pure numerical calculation. In order to validate the design of the thermal mixing structure, usually a scale or full size experiment is applied to study its thermal mixing performance and pressure drop by combining related numerical calculation.</p>	<p>Beim gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktor (HTR) erreicht die radiale Temperaturdifferenz des Helium-Kühlmittels beim Verlassen des zylindrischen Reaktorkerns bis über 100°C. Außerdem können die kleinen Kaltleckagen im Bodenbereich des Reaktorbehälters zu einer noch viel höheren Temperaturdifferenz im Hauptkühlmittelstrom führen. Um die technische Realisierbarkeit und Sicherheit des Dampferzeugers durch Begrenzung der thermischen Belastungen an der Wärmetauschkomponente zu gewährleisten, wird ein Wärmemischer vorgeschlagen, um das Kühlmittel Helium am Reaktorausstritt zu mischen. In der Regel besteht der Wärmemischer aus drei Komponenten: enge Durchlässe im Coreboden, Heißgaskammer und Heißgaskanal, bei dem die Temperaturdifferenz des Kühlmittels durch einen turbulenten Mischprozess reduziert wird. Aufgrund der Komplexität des Strömungsweges und der Hochgeschwindigkeits-Turbulenz mit einer Reynolds-Zahl von mehr als <math>10^5</math> ist die genaue Leistung des Wärmemischers durch reine numerische Berechnung schwer zu ermitteln. Um das Design des Wärmemischers zu validieren, wird üblicherweise ein maßstäbliches Experiment oder in Originalgröße durchgeführt, um seine Mischleistung und den Druckabfall zu untersuchen, unterstützt durch die entsprechende numerische Berechnung .</p>
<p>The air simulation tests in a 1:2.9 scaled plexiglass model were conducted to evaluate the mixing performance of the hot gas header and the hot gas</p>	<p>Die Luft-Simulationstests in einem 1: 2,9 Plexiglas-Modell wurden durchgeführt, um die Mischleistung des Heißgassammlers und des</p>

duct of the HTR-module reactor (Damm and Wehrlein, 1992). For High-Temperature engineering Test Reactor (HTTR), thermal hydraulic tests on the core and core-bottom structure were carried out on the Helium Engineering Demonstration Loop (HENDEL) under simulated reactor operating conditions (Inagaki et al., 1990, 1992, 2004). Thermal mixing performance of the coolant in the hot gas chamber of HTR-10 is experimentally investigated on a 1:1.5 scale model with air (Huang, 1995; Yao et al., 2002).

Due to the rapid development of software and hardware of computer science and related fields, especially CFD (Computational Fluid Dynamics), numerical simulation is also carried out to analyze the thermal mixing performance of HTR reactor outlet. The flow field in the hot gas chamber of HTR reactor is studied with CFX5 software (Wang et al., 2006). Analysis of the flow field indicates that the turbulent twisting flow results in the high thermal mixing efficiency. With the CFD software, several turbulent models, such as the classical k-e model, advance two-equation models and Reynolds-stress model are compared by considering their accuracy for simulating the related flow in the mixing structure (Von Lavante and Laurien, 2007).

This paper introduces the design of the test facility which is applied to evaluate the performance of thermal mixing structure at HTR-PM reactor outlet. Then, results of three kinds of experiments are demonstrated, which includes

- experiments of constant flow rate versus variable temperature difference,
- constant temperature difference versus variable flow rate as well as
- constant temperature difference and constant flow rate versus variable hot/cold flow ratio.

Finally, some conclusions are given based on the experiment results.

Heißgaskanals des HTR-Modulreaktors zu bewerten (Damm und Wehrlein, 1992). Für den Hochtemperatur-Testreaktor (HTTR) wurden thermische hydraulische Prüfungen an der Struktur von Core und Coreboden mit dem Helium Engineering Demonstrationsloop (HENDEL) unter simulierten Reaktorbetriebsbedingungen durchgeführt (Inagaki et al., 1990, 1992, 2004). Die thermische Mischleistung des Kühlmittels in der Heißgaskammer des HTR-10 wurde experimentell in einem 1: 1,5-Modell mit Luft untersucht (Huang, 1995, Yao et al., 2002).

Durch die rasante Entwicklung von Software und Hardware in der Informatik und verwandten Bereichen, insbesondere bei CFD (Computational Fluid Dynamics), wurden auch numerische Simulationen durchgeführt, um die thermische Mischleistung am HTR-Ausgang zu analysieren. Das Strömungsfeld in der Heißgaskammer des HTR wird mit CFX5-Software untersucht (Wang et al., 2006). Die Analyse des Strömungsfeldes zeigt an, dass die turbulente Drallströmung zu einer hohen Wärmedurchmischung führt. Mit der CFD-Software werden mehrere Turbulenz-Modelle, wie das klassische k-e-Modell, fortschrittliche zwei-Gleichungsmodelle und das Reynolds-Stressmodell verglichen, indem man ihre Genauigkeit für die Simulation des entsprechenden Flusses im Wärmemischer berücksichtigt (von Lavante und Laurien, 2007).

In diesem Papier wird das Design der Prüfeinrichtung vorgestellt, die zur Bewertung der Leistungsfähigkeit des Wärmemischers am HTR-PM-Ausgang eingesetzt wird. Dann werden die Ergebnisse drei verschiedener Experimente demonstriert, und zwar:

- mit konstanter Durchflussrate vs variabler Temperaturdifferenz,
- konstante Temperaturdifferenz vs variabler Durchflussrate sowie
- konstante Temperaturdifferenz und Durchflussrate vs variablem heiß- /kalt- Durchflussverhältnis.

Schließlich werden einige Schlussfolgerungen auf Grundlage der Test-Ergebnisse gezogen.

**2. Main parameters of test facility**

The design criteria and the main parameters

**2. Hauptparameter der Prüfeinrichtung**

Die Designkriterien und die Hauptparameter der

<p>of the test facility are determined according to the self-modeling and similarity analysis (Zhou et al., 2011, 2014). The test facility is set as a scale of 1:2.5 compared with the design of thermal mixing structure at HTR-PM reactor outlet. The experiment uses air instead of helium as the working fluid. The main parameters of the model experimental system and the mixing structure of HTR-PM under rated condition are shown as Table 1. The aluminum alloy (ZL101A) is chosen as internal structural material of the installation because its important physical characters, such as density, specific heat capacity and thermal conductivity, etc., are close to those of the graphite adopted in HTR-PM. In addition, the aluminum alloy has some additional advantages such low density and easy processing.</p>	<p>Testanlage werden nach der Selbstmodellierung und Ähnlichkeitsanalyse bestimmt (Zhou et al., 2011, 2014). Die Prüfeinrichtung wird im Maßstab 1: 2,5 der Konstruktion des Wärmemischers am HTR-PM-Ausgang ausgeführt. Das Experiment verwendet Luft anstelle von Helium als Arbeitsfluid. Die Hauptparameter des Modellversuchs-Systems und der Wärmemischer des HTR-PM unter Nennbedingungen sind in Tabelle 1 dargestellt. Als Material für die innere Struktur der Anlage wird die Alu-Legierung (ZL101A) gewählt, da ihre wichtigen physikalischen Größen wie Dichte, spezifische Wärmekapazität und Wärmeleitfähigkeit usw. nahe denen des im HTR-PM eingesetzten Graphits liegen. Darüber hinaus hat die Alu-Legierung zusätzliche Vorteile wie niedrige Dichte und einfache Verarbeitung.</p>
<p>Prandtl number and Reynolds number are found to be the two main parameters influencing the thermal mixing performance of the related structures by previous studies (Damm and Wehrlein, 1992; Inagaki et al., 1992; Yao et al., 2002; Zhou et al., 2011). Usually the mixing structure of the test facility is similar in geometry with that of real HTR. In this situation, Prandtl number and Reynolds number of the flow in hot gas duct are adopted as the key measures to indicate the similarity between the real mixing structure and the test structure. In this section, the Prandtl number, Reynolds number and other parameters are related with the flow in hot gas duct unless additional notification. For our study, the similarity of Prandtl numbers between HTR-PM and test facility is excellent since the Prandtl number of air at experiment condition is close to that of helium in HTR-PM.</p>	<p>Frühere Studien zeigten, dass die Prandtl- und Reynolds-Zahl die Hauptparameter sind, die Einfluss auf die thermische Mischleistung der betreffenden Strukturen haben (Damm und Wehrlein, 1992, Inagaki et al., 1992, Yao et al., 2002, Zhou et al. , 2011). Gewöhnlich ist die Geometrie des Mischers der Testanlage ähnlich der des echten HTR. Dabei werden die Prandtl- und Reynolds-Zahl der Strömung im Heißgas-Kanal als die wichtigsten Indikatoren für die Ähnlichkeit zwischen dem realen Mischer und dem Testmischer übernommen. In diesem Abschnitt korrelieren die Prandtl-, die Reynolds-Zahl und andere Parameter mit der Strömung im Heißgas-Kanal, wenn nicht anders vermerkt. Für unsere Studie ist die Ähnlichkeit der Prandtl-Zahlen zwischen HTR-PM und Testanlage hervorragend, da die Prandtl-Zahl der Luft unter Experimentbedingungen nahe der von Helium im HTR-PM liegt.</p>
<p>Reynolds number of the flow in hot gas duct can be more than <math>3 \times 10^6</math> for some HTRs such as HTR-PM, and therefore it is difficult to make a test facility get the same Reynolds number. The main reason is that the Mach number of flow in the test facility will become much higher where the compressibility of the airflow will severely hurt its similarity with the helium flow in the real HTR where the Mach number of the helium flow is only around 0.03.</p>	<p>Die Reynolds-Zahl der Strömung im Heißgas-Kanal kann für einige HTRs, wie eben den HTR-PM, mehr als <math>3 \times 10^6</math> betragen, Daher ist es schwierig, auf einer Test-Anlage die gleiche Reynolds-Zahl zu erreichen. Der Hauptgrund dafür ist, dass die Machzahl der Strömung in der Testanlage viel höher wird, wo die Kompressibilität des Luftstroms seine Vergleichbarkeit mit dem Heliumfluss im realen HTR, wo die Machzahl des Heliumflusses nur etwa 0,03 beträgt, stark beeinträchtigt.</p>



**Table 1**  
Main parameters of test facility and HTR-PM under rated condition.

Parameter	HTR-PM	Test facility
Pressure (MPa)	7	0.1
Diameter of hot gas duct (mm)	750	300
Flow media	Helium	Air
Quality flow rate (kg/s)	96	5
Flow rate in hot gas duct (m/s) (rated)	66.47	68.63
Mach number of flow in hot gas duct	0.033	0.185
Temperature in hot gas duct (°C)	750	70
Viscosity of flow in hot gas duct (10 <sup>-5</sup> Pas)	4.45	1.99
Reynolds number of flow in hot gas duct (10 <sup>6</sup> )	3.67	1.03 (0.23-1.05)
Prandtl number of flow in hot gas duct	0.667	0.694

\*

Thus, the maximum Reynolds number of the model experiment is usually around  $1.0 \times 10^6$ . The previous study related with HTR-module indicated that the mixing performance would decrease slightly when extrapolating the situation of low Reynolds number ( $1.6 \times 10^6$ ) in the model experiment to the situation of high Reynolds number ( $3.2 \times 10^6$ ) in the real **HTR-module** (Damm and Wehrlein, 1992). The study on HTTR also showed that the thermal mixing performance with a low Reynolds number of the experiment condition are close to that with a high Reynolds number of real HTTR based on theoretical analysis and experiments (Inagaki et al., 1990, 1992, 2004). In addition, the results of experiment on HTR-10 revealed that thermal mixing performance would become approximately stable when the Reynolds number was higher than around  $2 \times 10^5$  (Yao et al., 2002). Some simulation calculation (Wang et al., 2006; Zhou et al., 2014) also confirmed this situation.

Somit beträgt die maximale Reynolds-Zahl des Modellversuchs üblicherweise etwa  $1,0 \times 10^6$ . Die bisherige Studie, die mit dem HTR-Modul zusammenhängt, zeigte, dass die Mischleistung beim Extrapolieren der Situation der niedrigen Reynolds-Zahl ( $1,6 \times 10^6$ ) im Modellversuch leicht abnehmen würde, verglichen mit der Situation der hohen Reynolds-Zahl ( $3,2 \times 10^6$ ) im realen HTR-Modul (Damm und Wehrlein, 1992). Die Studie über den HTTR zeigte auf der Grundlage theoretischer Analysen und Experimente (Inagaki et al., 1990, 1992, 2004) auch, dass die Wärmemischleistung mit einer niedrigen Reynolds-Zahl unter Testbedingungen nahe der beim realen HTTR mit einer hohen Reynolds-Zahl liegt. Darüber hinaus zeigten die Testergebnisse am HTR-10, dass die thermische Mischleistung annähernd stabil würde, wenn die Reynolds-Zahl höher wäre als etwa  $2 \times 10^5$  (Yao et al., 2002). Einige Simulationsberechnungen (Wang et al., 2006, Zhou et al., 2014) bestätigten diese Situation ebenfalls.

This phenomenon can also be found according to theory analysis (Inagaki et al., 1990; Zhou et al., 2011). For incompressible turbulent flow under steady-state conditions, the energy equation can be given as following with non-dimensional variables:

Dieses Phänomen kann auch mit theoretischer Analyse gefunden werden (Inagaki et al., 1990, Zhou et al., 2011). Für die inkomprimierbare turbulente Strömung unter stationären Zuständen kann die Energiegleichung mit nichtdimensionalen Variablen gegeben werden, wie folgt:

$$\overline{U}_i^* \frac{\partial \overline{T}^*}{\partial X_i^*} = \left( \frac{1}{Re Pr} + \frac{1}{Re Pr_t} \frac{\nu_t}{\nu} \right) \frac{\partial^2 \overline{T}^*}{\partial X_i^{*2}} \quad (1)$$

where,  
*U* indicates the flow rate;  
*T* indicates the temperature;  
*X* indicates the coordinate;  
*Re* is the Reynolds number;  
*Pr* is the Prandtl number;  
*ν* indicates the kinematic viscosity with unit of m<sup>2</sup>/s;  
 superscript \* indicates the non-dimensional variable;  
 - indicates the time-averaged value; subscript *i* indicates the direction of coordinate whose values are 1, 2 and 3;  
 subscript *t* indicates the turbulent parameter.

wobei  
*U* die Strömungsgeschwindigkeit anzeigt;  
*T* die Temperatur;  
*X* die Koordinate;  
*Re* ist die Reynolds-Zahl;  
*Pr* ist die Prandtl-Zahl;  
 $\nu_{[G1]}$  zeigt die kinematische Viskosität in m<sup>2</sup>/s an;  
 hochgestelltes \* bezeichnet die nichtdimensionale Variable;  
 - gibt den zeitlich gemittelten Wert an;  
 tiefgestelltes *i* gibt die Koordinatenrichtung mit Werten 1, 2 und 3 an;  
 tiefgestelltes *t* ist der Turbulenz-Parameter.

If all channels in the two mixing structure (test facility and HTR-PM) are independently considered, a statistics work based on the previous work (Zhou et al., 2014) shows that all of the Reynolds numbers of the flow in all channels are above 3.0 x 10<sup>4</sup> under the rated condition. Because there is no clear answer for the value of  $\nu_t/\nu$  for the flow in the complex mixing structure, the situation of fully developed turbulence in the center of a pipe can be adopted here (Inagaki et al., 1990; Zhou et al., 2011) where Reynolds number should be bigger than 5 x 10<sup>3</sup>:

Wenn man alle Kanäle in den beiden Mischsystemen (Testanlage und HTR-PM) unabhängig voneinander betrachtet, so zeigt eine Statistkarbeit auf Grundlage bisheriger Arbeiten (Zhou et al., 2014), dass alle Reynoldszahlen der Strömung in allen Kanäle höher als 3,0 x 10<sup>4</sup> sind, bei Nennbedingungen. Weil es keine klare Angabe für den Viskositäts-Wert  $\nu_t/\nu$  des Fluids in dem komplexen Mischer gibt, kann hier die Situation voll entwickelter Turbulenz in der Rohrmitte angenommen werden (Inagaki et al., 1990, Zhou et Al., 2011) wo die Reynolds Zahl größer als 5 x 10<sup>3</sup> sein sollte:

$$\frac{\nu_t}{\nu} = a Re^n, \quad a = 0.01 - 0.1, \quad n = 7/8 - 1 \quad (2)$$

where, *n* increases with the increase of Reynolds number and *a* is a constant. Here, the conservative value of 7/8 for *n* is used, and then we can get:

wo *n* sich mit dem Anstieg der Reynoldszahl erhöht und *a* eine Konstante ist. Hier wird der konservative Wert von 7/8 für *n* verwendet und dann erhalten wir:

$$\overline{U}_i^* \frac{\partial \overline{T}^*}{\partial X_i^*} = \left( \frac{1}{Re Pr} + \frac{a Re^{7/8}}{Re Pr_t} \right) \frac{\partial^2 \overline{T}^*}{\partial X_i^{*2}} \quad (3)$$

Since *Pr* and *Pr<sub>t</sub>* are all around 1 and *Re* is bigger than 5 x 10<sup>3</sup>, this equation can be changed to following which is similar to the previous work

Da *Pr* und *Pr<sub>t</sub>* alle um 1 liegen und *Re* größer als 5 x 10<sup>3</sup> ist, kann diese Gleichung auf folgendes geändert werden, siehe auch die frühere

(Inagaki et al., 1990):	Arbeit (Inagaki et al., 1990):
$\overline{U}_i^* \frac{\partial \overline{T}^*}{\partial X_i^*} = a Re^{-1/8} Pr_t^{-1} \frac{\partial^2 \overline{T}^*}{\partial X_i^{*2}} \quad (4)$	
For the rated condition of HTR-PM, the Reynolds number equals to $3.67 \times 10^6$ and $Pr_t$ equals to around 0.85 (Lauder and Spalding, 1974), then we can get:	Für den Nennzustand des HTR-PM entspricht die Reynolds-Zahl $3,67 \times 10^6$ und $Pr_t$ entspricht etwa 0,85 (Lauder und Spalding, 1974). Damit erhalten wir:
$\overline{U}_i^* \frac{\partial \overline{T}^*}{\partial X_i^*} = 0.178a \frac{\partial^2 \overline{T}^*}{\partial X_i^{*2}} \quad (5)$	
For the rated condition of test facility, the Reynolds number equals to around $1 \times 10^6$ and $Pr_t$ equals to around 0.85, then we can get	Für den Nennzustand der Testanlage entspricht die Reynoldszahl etwa $1 \times 10^6$ und $Pr_t$ entspricht etwa 0,85, so erhalten wir:
$\overline{U}_i^* \frac{\partial \overline{T}^*}{\partial X_i^*} = 0.209a \frac{\partial^2 \overline{T}^*}{\partial X_i^{*2}} \quad (6)$	

In addition, the value  $n$  is close to 1 rather than  $7/8$  if Reynolds number is bigger than  $5 \times 10^5$  according to Eq. (2) and, therefore, the difference of non-dimensional temperature distributions between the mixing structures of HTR-PM and test facility will become even smaller. In this way, it can be concluded that the thermal mixing performance of test facility can credibly reflect the performance of mixing structure at HTR-PM reactor outlet, which is similar with the previous studies (Damm and Wehrlein, 1992; Inagaki et al., 1992; Yao et al., 2002; Wang et al., 2006).

Darüber hinaus ist der Wert  $n$  anstatt  $7/8$  nahe bei 1, wenn die Reynolds-Zahl größer als  $5 \times 10^5$  nach Gl. (2) ist. Damit wird der Unterschied nichtdimensionaler Temperaturverteilungen zwischen dem HTR-PM-Mischer und der Testanlage noch kleiner. Auf diese Weise kann man schließen, dass die thermische Mischleistung der Testapparatur die Leistungsfähigkeit des Mixers am HTR-PM-Ausgang glaubwürdig widerspiegeln kann, was zu den bisherigen Studien ähnlich ist (Damm und Wehrlein, 1992, Inagaki et al. 1992, Yao et al., 2002, Wang et al., 2006).

<p><b>3. Structure of model experiment system</b></p> <p>The overall design is shown as Fig. 1 which is determined with the calculation analysis by considering the size of experiment site and equipment. The whole test facility can be divided as three regions: inlet room, main experiment room and exhaust room.</p> <p><i>3.1. Inlet room</i></p> <p>The inlet room is used to place the air blowers and their control cabinet, whose inner wall are installed with wooden acoustic boards for heat insulation and sound absorption. There are three air blowers and their corresponding frequency transformers in this room. Two big blowers provide air to hot gas branch and cold gas branch, respectively, and the small one provides air to the branch simulating the leakage flow. The shock absorbers are equipped at the bottom of the blowers and the metallic bellows are applied to connect the outlet of blowers and following stainless steel pipeline in order to eliminate the influence of shock of the blowers to other components of the installation. The metal filters are installed on the windows of the inlet room and the inlet of the blowers in order to ensure the safety and accuracy of the sensors in the test facility by removing the dust in the air.</p>	<p><b>3. Aufbau des Modellversuchs-Systems</b></p> <p>Die Gesamtgestaltung ist in Fig. 1 dargestellt, die mit der Berechnungsanalyse unter Berücksichtigung der Größe der Versuchsstätte und der Ausrüstung bestimmt wird. Die gesamte Testanlage kann man als drei Regionen verstehen: Einlass, Hauptversuchsraum und Abblasraum.</p> <p><i>3.1. Einlass</i></p> <p>Im Einlassraum sind die Luftgebläse und deren Schaltschrank untergebracht. Seine Innenwände sind mit hölzernen Akustikplatten zur Dämmung von Schall und Wärme ausgekleidet. In diesem Raum befinden sich drei Luftgebläse mit zugehörigen Frequenzwandlern. Zwei große Gebläse liefern Luft für Heißgas- bzw. Kaltgasstrom. Das kleine liefert Luft für die Leckstromsimulation. Die Stoßdämpfer sind an der Unterseite der Gebläse angeordnet. Metallbälge verbinden den Ausgang der Gebläse mit der Edelstahlrohrleitung, um den Einfluss von Gebläse-Erschütterungen auf andere Komponenten zu verhindern. Metallfilter an den Fenstern des Einlassraums und am Gebläse-Eingang gewährleisten die Sicherheit und Genauigkeit der Sensoren in der Testanlage, indem sie den Staub aus der Luft entfernen.</p>
<p><i>3.2 Thermal mixing test facility</i></p> <p>The whole test facility (Fig. 1) for thermal mixing includes: inlet pipe system, electric heaters, main mixing structure, hot gas duct, exhaust pipe system and I&amp;C system. Most equipment is installed in the main experiment building except some components of inlet system and exhaust system.</p> <p>The inlet system consists of air blowers, their control cabinet and related pipeline and valves. The inlet air mainly consists of a hot gas branch and a cold gas branch. For the hot gas branch whose flow indicated by the red arrows in Fig. 1, the air flows from the outlet of the air blower to the high power electric heater, and then goes into main mixing structure through the central inlet of it after being heated by the electric heater. In the cold gas branch whose flow indicated by the green arrows in Fig. 1, the air flows from another air blower to the low power</p>	<p><i>3.2 Testanlage zur Wärmemischung</i></p> <p>Die gesamte Testanlage (Fig. 1) für die Wärmemischung umfasst: Einlassrohrsystem, elektrische Heizungen, Hauptmischer, Heißgasleitung, Abgasrohrsystem und I &amp; C-System. Die meisten Komponenten sind im Hauptversuchsbauwerk installiert, mit Ausnahme einiger Komponenten des Einlasssystems und der Abgasanlage.</p> <p>Das Einlasssystem besteht aus Luftgebläsen, deren Schaltschrank und zugehörigen Rohrleitungen und Ventilen. Die Einlassluft besteht hauptsächlich aus einem Heißgas- und einem Kaltgaszweig. Für den Heißgas-Zweig, dessen Strömung durch die roten Pfeile in Fig. 1 angedeutet ist, strömt die Luft aus dem Auslaß des Luftgebläses zu der Hochleistungs-Elektroheizung und fließt nach der el. Aufheizung über den zentralen Einlaß in den Hauptmischer. In dem Kaltgaszweig, dessen Strömung durch die grünen Pfeile in Fig. 1 angedeutet ist, strömt die Luft von einem anderen Luft-</p>

electric heater, and then goes into the main mixing structure through the surrounding inlets of it without being heated by the electric heater. The hot air and cold air are mixed in the main mixing structure, and then flow to the pipelines in the exhaust room through the exhaust pipe system. Finally, the air is exhausted through the chimney on the exhaust room. The flow of exhausted air is indicated by yellow arrows in Fig. 1.

The I&C system consists of main control station, local control devices, sensors and related wiring, which mainly is used for operation control of the test facility and collection of experiment data. Various sensors are connected with several data acquisition cards produced by NI (National Instruments) which are installed in two main control stations.

gebläse zu dem schwachen elektrischen Heizelement und fließt dann ohne (weitere) el. Aufheizung durch die peripheren Einlässe in den Hauptmischer. Die heiße und die kalte Luft werden in diesem gemischt und fließen dann durch das Abgasrohrsystem zu den Rohrleitungen im Abgasraum. Schließlich wird die Luft durch den Schornstein auf dem Abgasraum ausgeblasen. Die Strömung der Abluft ist in Fig. 1 durch gelbe Pfeile angedeutet.

Das I & C-System besteht aus der Hauptsteuerung, den lokalen Steuergeräten, den Sensoren und der zugehörigen Verdrahtung, die hauptsächlich für die Steuerung der Prüfeinrichtung und die Daten-Erfassung verwendet wird. Verschiedene Sensoren sind mit mehreren Datenerfassungskarten von NI (National Instruments) verbunden, die in zwei Hauptsteuerstationen installiert sind.

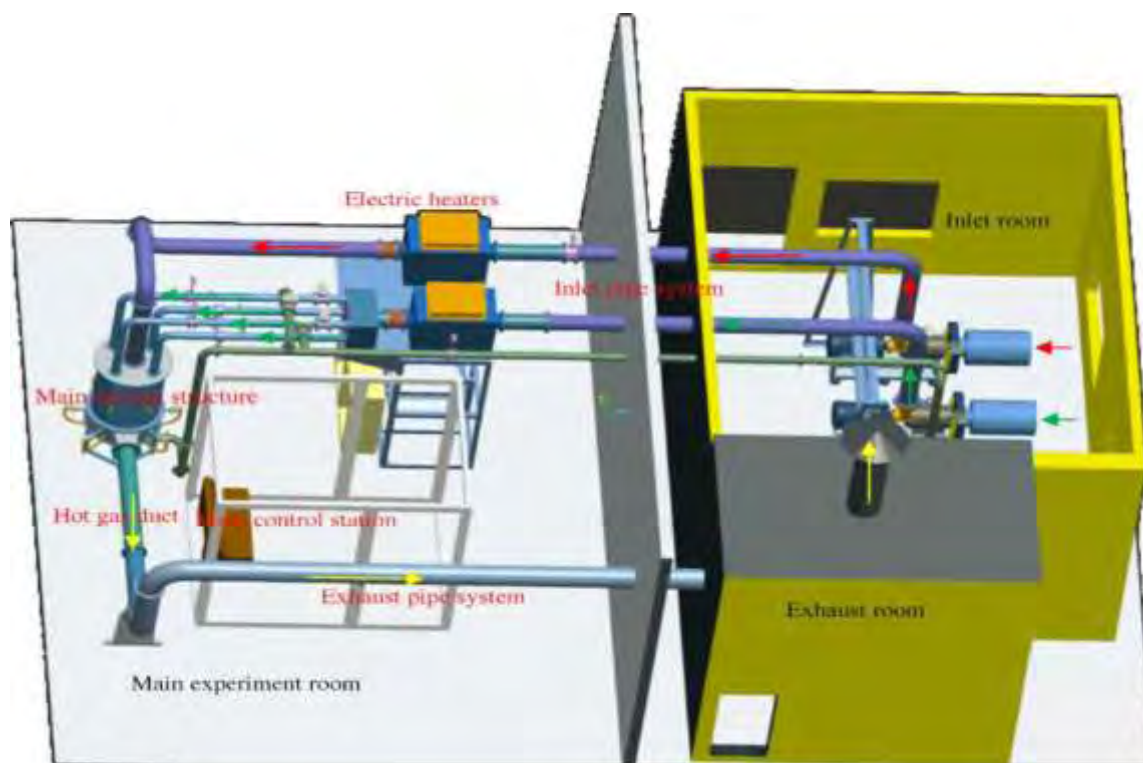


Fig. 1. Overall design of test facility.



Fig. 2. Main mixing

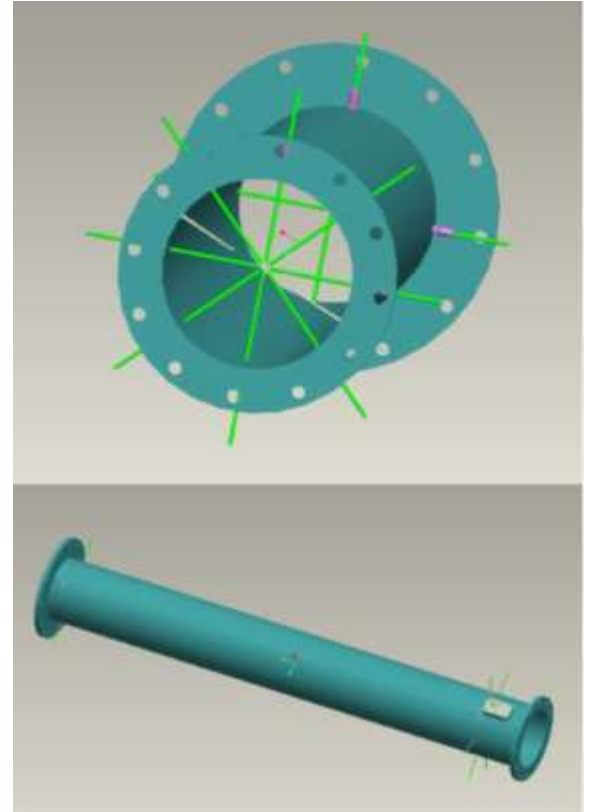


Fig. 3. Design of hot gas

### 3.3 Main mixing structure

The main mixing structure is the key component of test facility which consists of the inlet chamber, the narrow cross channel and the hot gas chamber which is shown as Fig. 2. The air of hot gas branch and cold gas branch flows into the inlet chamber through the big central inlet and the four small surrounding inlets at the upper cap, respectively. The inlet chamber mainly consists of an inner sleeve and an outer sleeve, which separate the hot air and cold air before entering the main mixing structure. The narrow cross channel includes two set of horizontal channels and three set of vertical channels which are established by three layers (inner annular part) or four layers (outer annular part) of aluminum blocks. The air flows through the narrow inlet between the petal-shape aluminum blocks into the annular plenum of hot gas chamber at the bottom of the main mixing structure. Another branch of hot gas flows to the narrow inlet

### 3.3 Hauptmischer

Der Hauptmischer ist die Schlüsselkomponente der Testanlage aus Einlasskammer, engen Corebodendurchlässen und Heißgaskammer, die in Fig. 2 dargestellt ist. Die Luft des Heiß- wie des Kaltgaszweiges strömt durch den großen zentralen und die vier kleinen umliegenden Einlässe an der oberen Abdeckung in die Einlasskammer. Die Einlasskammer besteht im Wesentlichen aus einer Innen- und einer Außenhülse, die die heiße Luft und die kalte Luft vor dem Eintritt in den Hauptmischer trennen. Die engen Corebodendurchlässe umfassen zwei Sätze horizontaler und drei Sätze vertikaler Kanäle, die durch drei (innerer Ring) oder vier Schichten (äußerer Ring) von Aluminiumblöcken gebildet werden. Die Luft strömt durch den schmalen Einlass zwischen den blütenblattförmigen Aluminiumblöcken in das ringförmige Plenum der Heißgaskammer am Boden des Hauptmischers. Ein weiterer Teilstrom des Heißgases fließt zum engen Einlass durch das zentrale Loch, das

<p>through the central hole filled with small balls which simulates the tube for unloading the fuel sphere. After being collected at hot gas chamber, the air flows to hot gas duct through the inlet of it.</p> <p>The outside surface of the main mixing structure is covered with thermal insulators to reduce heat losses to the atmosphere. The gaps between outsider sleeve of the main mixing structure and aluminum blocks as well as the gaps between aluminum blocks themselves are filled with rubber seals to prevent the linkage to the hot gas chamber through these gaps.</p>	<p>mit kleinen Kugeln gefüllt ist, die das Kugelabzugsrohr für die Brennstoffkugeln simulieren. Nach dem Sammeln in der Heißgaskammer fließt die Luft durch den Einlaß in den Heißgaskanal.</p> <p>Die Außenfläche des Hauptmischers ist mit Wärmeisolation verkleidet, um Wärmeverluste in die Atmosphäre gering zu halten. Die Zwischenräume zwischen der Außenhülle des Hauptmischers und den Aluminiumblöcken sowie die Lücken zwischen den Aluminiumblöcken selbst sind mit Gummidichtungen gefüllt, um Leckagen durch diese Lücken zur Heißgaskammer zu verhindern.</p>
<p><i>3.4. Hot gas duct</i></p> <p>Fig. 3 shows the design of the hot gas duct which is made of stainless steel pipe. The hot gas duct connects the upstream hot gas chamber and the downstream exhaust pipe with pipe flanges. Four sets of thermocouple assemblies are installed in the cross section at the entrance of hot gas duct each of which consists of five thermocouples in a small tube. In addition, eight sets of them are installed at the exit of hot gas duct. At the exit of hot gas duct, there are two sets of pitometers and several pressure sensors to get the velocity and the pressure of the air flow there.</p>	<p><i>3.4 Heißgaskanal</i></p> <p>Fig. 3 zeigt den Aufbau des Heißgaskanals, der aus rostfreiem Stahlrohr besteht. Der Heißgaskanal verbindet die vorgeschaltete Heißgaskammer und das nachgeschaltete Abgasrohr mit Rohrflanschen. Im Querschnitt am Eingang des Heißgaskanals befinden sich vier Sätze von Thermoelement-Anordnungen. Jede besteht aus fünf Thermoelementen in einem kleinen Rohr. Darüber hinaus sind acht solcher Sätze am Ausgang des Heißgaskanals installiert. Am Ausgang des Heißgaskanals befinden sich zwei Sätze von Pitometern<sup>2</sup> und mehrere Drucksensoren, um Geschwindigkeit und Druck des Luftstroms dort zu messen.</p>
<p><i>3.5. Measurement system</i></p> <p>The thermal-fluid parameters needed for the thermal mixing experiment includes: air flow rate, air temperature, wall temperature, air pressure and air velocity. Table 2 shows the information for various sensors adopted in this test facility.</p> <p>The big number (up to around 160) of sensors requires the combination of data <b>management block</b>. Thus, the National Instrument (NI) data acquisition module and LabVIEW software are applied to fulfill the high requirement of reliable signal collection especially for temperature.</p>	<p><i>3.5 Mess-System</i></p> <p>Die für den thermischen Mischversuch benötigten thermischen Fluidparameter umfassen: Luftmenge und -temperatur, Wandtemperatur, Luftdruck und -geschwindigkeit. Tabelle 2 zeigt die Informationen für verschiedene Sensoren, die in dieser Testanlage verwendet wurden.</p> <p>Die große Zahl (bis zu etwa 160) der Sensoren erfordert die rechnergestützte Erfassung der Daten<sup>3</sup>. Um die hohen Anforderungen an eine zuverlässige Datensammlung, insbesondere für die Temperatur, zu erfüllen, werden das NI-Datenerfassungsmodul und die LabVIEW Software eingesetzt.</p>

<sup>2</sup> Geschwindigkeitsmesser für Strömung, wie in der Schifffahrt

<sup>3</sup> Unklarer Begriff

Sensor	Range	Precision	No.	Type
Vortex flowmeter	350-4000 m <sup>3</sup> /h	1.5%FS	1	LUGB-2330
Pressure sensor	1100-160,000m <sup>3</sup> /h	1.5%FS	5	LUGB-2315
	20 KPa	0.2%FS	18	CYG1601
Differential pressure sensor	5 KPa	0.3%FS	8	ALPHA168P
Thermocouple	-40 °Cto 250 °C	0.2 °C	110	T
Thermal resistor	-50 °Cto300 °C	0.2 °C	15	Pt100

**4. Results of experiment**

The experiment is carried out to get the value of various parameters for thermal mixing of HTR-PM reactor outlet on the test facility mentioned above. There are three series of experiments:

- constant flow rate versus variable temperature difference at inlet,
- constant inlet temperature difference versus variable flow rate as well as
- constant temperature difference and flow rate versus variable hot/cold flow ratio at inlet.

**4. Ergebnisse der Tests**

Die Tests wurden durchgeführt, um die Werte der verschiedenen Parameter für die Wärmemischung des HTR-PM-Ausgangs mit der oben erwähnten Testanlage zu erhalten. Es gab drei Versuchsreihen:

- konstante Durchflussrate vs. variabler Temperaturdifferenz am Einlass,
- konstante Einlasstemperaturdifferenz vs. variabler Durchflussrate sowie
- konstante Temperaturdifferenz und Durchflussrate vs. variablem Heiß- / Kaldurchflussverhältnis am Einlass.

*4.1. Experiments of constant flow rate versus variable temperature difference at inlet*

In this series of experiments, the flow rates of hot gas branch and cold gas branch keep constant at rated value of 2.5 kg/s and the temperature differences between them are changed from 30 °C to 100 °C with a step of 10 °C. Table 3 shows the experiment result at various temperature differences. Fig. 4 indicates the performance of thermal mixing at the outlet of hot gas duct versus the temperature differences. The performance of thermal mixing are indicated with temperature as the following equation:

*4.1. Experimente bei konstanter Durchflussrate vs. variabler Temperaturdifferenz am Einlass.*

In dieser Versuchsreihe bleiben die Durchflussraten von Heiß- und Kaltgasströmen beim Nennwert von 2,5 kg/s konstant und die Temperaturdifferenzen zwischen ihnen werden von 30°C auf 100°C in Schritten von 10°C verändert. Tabelle 3 zeigt das Ergebnis bei verschiedenen Temperaturdifferenzen. Fig. 4 zeigt die thermische Vermischungsleistung am Heißgaskanalauslass vs den Temperaturdifferenzen. Die thermische Mischleistung abh. von der Temperatur wird als die folgende Gleichung angegeben:

$$\eta_t = \left( 1 - \frac{|\Delta t_o|_{\max}}{|\Delta t_i|} \right) 100\% \tag{7}$$

where,  $\Delta t_o$  indicates the temperature difference at the cross section of hot gas duct outlet with unit of °C;  $\Delta t_i$  indicates the temperature difference between hot gas branch and cold gas branch with unit of °C.

wo  $\Delta t_o$  die Temperaturdifferenz in °C am Querschnitt des Heißgaskanalauslasses anzeigt;  $\Delta t_i$  gibt die Temperaturdifferenz zwischen Heiß- und Kaltgasstrom in °C an.



It can be found that the performance of thermal mixing is constant at around 98% with the change of the temperature differences indicating that the air is mixed well through the main mixing structure and hot gas duct of the test facility at the experiment conditions.

*4.2 Experiments of constant temperature difference versus variable flow rate at inlet*

In this series of experiments, the temperature difference between hot gas branch and cold gas branch keeps constant as 100 °C and the flow rates of hot gas branch and cold gas branch are changed by adjusting the rotation rates of the two blowers. Table 4 shows the experiment result at different flow rates. Fig. 5 indicates the performance of thermal mixing at the outlet of hot gas duct versus the Reynolds number of air flow in the hot gas duct.

It can be found that the performance of thermal mixing is constant at around 98% with the change of the flow rate in hot gas duct indicating that the air is mixed well through the main mixing structure and hot gas duct of test facility at the experiment conditions. The stable mixing performance with Reynolds numbers from around  $2.5 \times 10^5$  to  $1.0 \times 10^6$  accords with the results of related analysis in Section 2.

Man kann zeigen, dass die Wärmemischleistung bei der Änderung der Temperaturdifferenzen mit etwa 98% konstant bleibt. Das zeigt, dass die Luft durch den Hauptmischer und den Heißgaskanal der Testanlage unter Versuchsbedingungen gut vermischt wird.

*4.2 Versuche mit konstanter Temperatur-differenz vs. variabler Durchflussrate am Einlass*

In dieser Versuchsreihe bleibt die Temperaturdifferenz zwischen Heißgas- und Kaltgasstrom konstant bei 100°C und die Durchflussraten von Heiß- und Kaltgasstrom werden durch Einstellen der Drehzahlen beider Gebläse verändert. Tabelle 4 zeigt das Ergebnis bei unterschiedlichen Durchflussraten. Fig. 5 zeigt die Leistung des thermischen Mischens am Heißgaskanal-Auslaß gegenüber der Reynolds-Zahl der Luftströmung im Heißgaskanal.

Man sieht, dass die Leistung des thermischen Mischens bei Änderung der Durchflussrate im Heißgaskanal konstant um etwa 98% liegt. Das zeigt, dass die Luft durch den Hauptmischer und den Heißgaskanal der Testanlage unter Versuchsbedingungen gut gemischt wird. Die stabile Mischleistung mit Reynolds-Zahlen von rund  $2,5 \times 10^5$  bis  $1,0 \times 10^6$  entspricht den Ergebnissen der entsprechenden Analyse in Abschnitt 2.

**Table 3**  
Experiment results with constant flow rate versus variable temperature difference.

Hot gas		Cold gas		Cross section at outlet	
Flow (kg/s)	Temp. (°C)	Flow (kg/s)	Temp. (°C)	Max. temp. (°C)	Min. temp. (°C)
2.55	60.0	2.51	28.0	43.66	42.87
2.52	69.7	2.47	31.2	50.18	49.33
2.50	80.5	2.47	31.3	55.40	54.48
2.51	89.9	2.48	29.7	59.48	58.51
2.49	100.0	2.45	31.8	65.59	64.53
2.48	110.0	2.46	31.1	70.17	69.06
2.45	120.0	2.45	29.6	74.18	72.90
2.44	129.7	2.44	28.9	78.57	77.13

**Table 4**  
Experiment results with constant temperature difference versus variable flow rate.

Hot gas		Cold gas		Cross section at outlet	
Flow (kg/s)	Temp. (°C)	Flow (kg/s)	Temp. (°C)	Max. temp. (°C)	Min. temp. (°C)
0.56	110.0	0.58	10.5	63.01	61.14
0.84	109.6	0.85	9.6	59.67	57.89
1.11	110.6	1.10	11.5	59.80	57.94
1.39	113.6	1.40	14.2	63.40	61.54
1.73	111.9	1.70	12.2	62.30	60.61
1.95	121.5	1.92	21.1	71.07	69.41
2.30	120.1	2.36	21.0	69.74	68.22
2.52	128.1	2.48	28.5	77.92	76.39

#### 4.3 Experiments of constant temperature difference and constant total flow rate versus variable hot/cold flow ratio at inlet

In this series of experiments, the temperature difference between hot gas branch and cold gas branch keeps constant as 100 °C and the total flow rate of hot gas branch and cold gas branch keeps at around 3.1 kg/s while the flow ratio between hot gas branch and cold gas branch is changed. Table 5 shows the experiment results at different flow ratios. Fig. 6 indicates the performance of thermal mixing of the mixing structure versus the different flow ratios between hot gas flow and cold gas flow.

It can also be found that the performance of thermal mixing is constant at around 98% with the change of the flow ratios which indicates the air is mixed well.

#### 4.3 Experimente mit konstanter Temperaturdifferenz und konstanter Gesamtdurchflussrate vs. variablem Heiß- / Kaldurchflussverhältnis am Einlass

In dieser Versuchsreihe bleibt die Temperaturdifferenz zwischen Heißgas- und Kaltgasstrom konstant bei 100°C und die Gesamtdurchflussraten der Heißgas- und der Kaltgasströme bei etwa 3,1 kg/s, während das Mengenverhältnis zwischen Heißgas- und Kaltgasströmen wechselt. Tabelle 5 zeigt die Versuchsergebnisse bei unterschiedlichen Mengenverhältnissen. Fig. 6 zeigt die thermische Mischleistung der Mischeinrichtungen bei unterschiedlichen Mengenverhältnissen zwischen Heißgas- und Kaltgasstrom.

Auch wird beobachtet, dass die thermische Mischleistung bei der Änderung der Durchflussverhältnisse um etwa 98% konstant bleibt, was anzeigt, dass die Luft gut vermischt wird.

#### 4.4. Discussions of experiment results

According to results of three series of experiments,

- constant flow rate versus variable temperature difference,
- constant temperature difference versus variable flow rate as well as
- constant temperature difference and total flow rate versus variable flow ratio,

the thermal mixing efficiencies in all experiments are around 98% among which the lowest one is 97.53%.

#### 4.4. Diskussionen der Versuchsergebnisse

Nach den Ergebnissen dreier Versuchsreihen,

- konstante Durchflussrate vs. variabler Temperaturdifferenz,
  - konstante Einlasstemperaturdifferenz vs. variabler Durchflussrate sowie
  - konstante Temperaturdifferenz und Gesamtdurchflussrate vs. variabler Durchflussraten
- liegen die thermischen Mischwirkungsgrade bei allen Versuchen bei etwa 98%. Die niedrigste ist 97,53%.

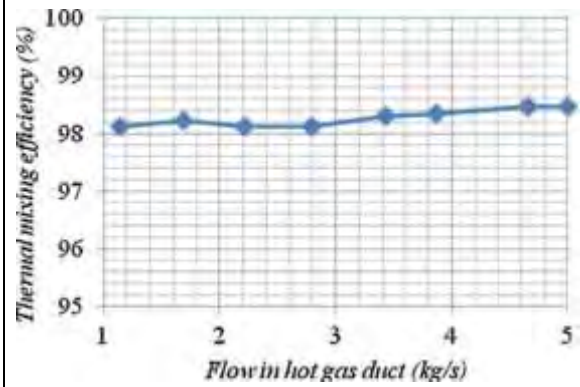
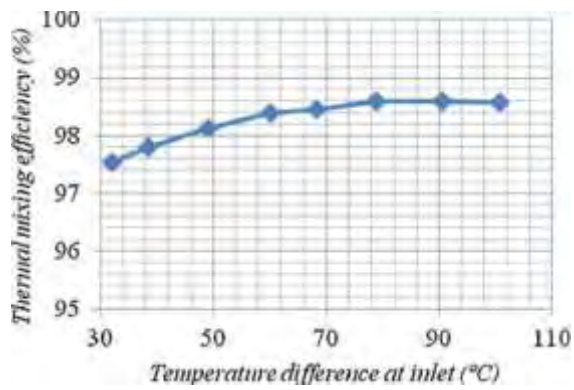


Fig. 5. Mixing performance versus air flow rate in hot gas duct.

**Table 5**

Experiment results with constant temperature difference and total flow rate versus variable hot/cold flow ratio.

Hot gas		Cold gas		Cross section at outlet	
Flow (kg/s)	Temp. (°C)	Flow (kg/s)	Temp. (°C)	Max. temp. (°C)	Min. temp. (°C)
0.61	128.0	2.42	28.4	48.77	46.34
1.02	122.4	2.06	22.2	55.44	54.19
1.22	123.9	1.90	24.9	62.89	61.55
1.57	122.9	1.54	22.7	72.65	70.81
1.91	114.6	1.25	14.3	74.57	72.87
2.13	113.2	1.05	13.6	79.81	78.16

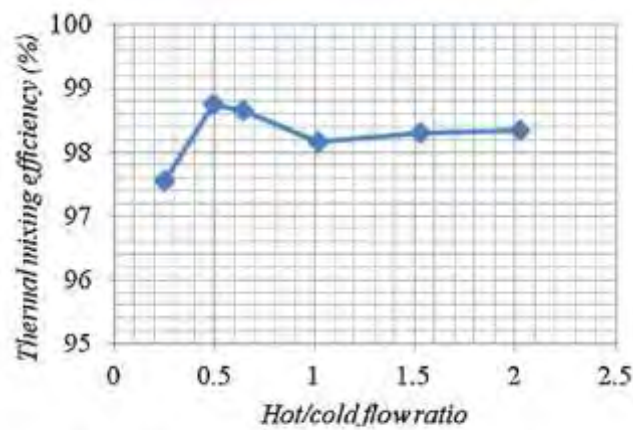


Fig. 6. Mixing performance versus hot/cold flow ratio.

The highest temperature deviation of helium at

Die höchste Temperaturdifferenz des Helium am

the reactor outlet of HTR-PM is around 150°C while the inlet temperature of steam generator is limited to within  $\pm 15^\circ\text{C}$  which indicates the mixing efficiency should be above 80%. In this way, the experiment results show the mixing structure can fulfill the requirement.

Even if the leakage out of the reactor is considered and its lowest possible temperature is 250 °C, the mixing efficiency should be above 94.5% which is still obviously lower than the experiment results.

At the same time, there are some pipes and cavities between the outlet of hot gas duct and the inlet of steam generator which will result in the further mixing of helium. Based on the discussions mentioned above, it can be concluded that mixing structure at HTR-PM reactor outlet can fulfill the requirements for thermal mixing even under conservative assumptions according the experiment results.

Ausgang des HTR-PM beträgt etwa 150°C, während die Abweichung der Eintrittstemperatur am Dampferzeuger auf  $\pm 15^\circ\text{C}$  begrenzt ist, was anzeigt, dass die Mischwirkung über 80% liegen muß. Auf diese Weise zeigen die Versuchsergebnisse, dass der Mischer die Anforderungen erfüllen kann.

Auch wenn die Leckage aus dem Reaktor in Betracht gezogen wird und deren niedrigste mögliche Temperatur 250 ° C beträgt, dürfte die Mischleistung über 94,5% liegen, was offensichtlich immer noch niedriger ist als die Ergebnisse des Experiments.

Überdies gibt es einige Rohre und Hohlräume zwischen dem Auslaß des Heißgaskanals und dem Einlaß des Dampferzeugers, die zu einer weiteren Vermischung von Helium führen werden. Basierend auf den oben erwähnten Diskussionen kann man schließen, dass die Mischstruktur am HTR-PM-Ausgang auch unter konservativen Annahmen nach den experimentellen Ergebnissen die Anforderungen an die thermische Vermischung erfüllen kann.

### 5. Conclusions

By using the designed and constructed test facility, the experiments are carried out to get the values of various parameters for analysis of the efficiency of mixing structure at HTR-PM reactor outlet. There are three series of experiments:

- constant flow rate versus variable temperature difference,
- constant temperature difference versus variable flow rate as well as
- constant temperature difference and total flow rate versus variable hot/cold flow ratio.

The analysis of experiment results shows the mixing efficiencies of all experiments are around 98%. Compared with the required mixing efficiency (94.5%) based on the temperature deviation at reactor outlet and the temperature limitation at inlet of steam generator, it can be concluded that the thermal mixing structure at HTR-PM reactor outlet can fulfill the requirement of thermal mixing.

### 5. Schlussfolgerungen

Um Werte verschiedener Parameter zur Analyse der Mischerleistung am HTR-PM-Ausgang zu erhalten, wurden Versuche mit einer maßstäblich geplanten und errichteten Testeinrichtung durchgeführt. Es gab drei Versuchsreihen:

- konstante Durchflussrate vs. variabler Temperaturdifferenz,
- konstante Temperaturdifferenz vs. variabler Durchflussrate sowie
- konstante Temperaturdifferenz und Gesamtdurchflussrate vs. variabler heiß/kalt-Durchflussraten

Die Analyse der Versuchsergebnisse zeigt, dass die Mischwirkungsgrade aller Experimente etwa 98% betragen. Gegenüber dem erforderlichen Mischwirkungsgrad (94,5%) auf Basis der Temperaturabweichung am Reaktorausgang und der Temperaturbegrenzung am Dampferzeuger-Einlass kann festgestellt werden, dass der Wärmemischer am HTR-PM-Reaktorauslass die Forderung des thermischen Mischens erfüllen kann.

### Acknowledgment

The work of this paper is sponsored by Chinese Major National S&T (ZX069).

### References

- Damm, G., Wehrlein, R., 1992. Simulation tests for temperature mixing in a corebottom model of the HTR-module. *Nucl. Eng. Des.* 137, 97–105.
- Dong, Y.J., Gao, Z.Y., 2006. Thermal–hydraulic feasibility analysis on uprating the HTR-PM. *Nucl. Eng. Des.* 236 (5–6), 510–515.
- Huang, Z.Y., 1995. *Mixing Characteristics of Hot Gas Plenum of 10MW High Temperature Gas-Cooled Reactor*. Tsinghua University, Beijing (in Chinese).
- Inagaki, Y., Kunugi, T., Miyamoto, Y., 1990. Thermal mixing test of coolant in the corebottom structure of a high temperature engineering test reactor. *Nucl. Eng. Des.* 123, 77–86.
- Inagaki, Y., Kunitomi, K., Miyamoto, Y., Ioka, I., Suzuki, K., 1992. Thermal-hydraulic characteristics of coolant in the core bottom structure of the high-temperature engineering test reactor. *Nucl. Technol.* 99 (1), 90–103.
- Inagaki, Y., Hino, R., Kunitomi, K., Takase, K., Ioka, I., Maruyama, S., 2004. R&D on thermal hydraulics of core and core-bottom structure. *Nucl. Eng. Des.* 233, 173–183.
- Lauder, B.E., Spalding, D.B., 1974. *The numerical computation of turbulent flows*. *Comput. Methods Appl. Mech. Eng.* 3, 269–289.
- Von Lavante, D., Laurien, E., 2007. Comparison of turbulence models for the simulation of hot gas mixing in the lower plenum of pebble-bed type high-temperature reactors. Proceedings of NURETH-12, Pittsburgh, Pennsylvania, USA.
- Wang, J.H., Bo, H.L., Jiang, S.Y., Huang, Z.Y., 2006. Numerical simulation of flow field in hot gas chamber of high-temperature gas-cooled reactor. *At. Energy Sci. Technol.* 40 (3), 262–266 (in Chinese).
- Wu, Z.X., Lin, D.C., Zhong, D.X., 2002. The design feature of the HTR-10. *Nucl. Eng. Des.* 218 (1), 25–32.
- Xu, Y.H., Zuo, K.F., 2002. Overview of the 10MW high temperature gas cool test module project. *Nucl. Eng. Des.* 218 (1–3), 13–23.
- Yao, M.S., Huang, Z.Y., Ma, C.W., Xu, Y.H., 2002. Simulating test for thermal mixing in the hot gas chamber of the HTR-10. *Nucl. Eng. Des.* 218 (1–3), 233–240.
- Zhang, Z.Y., Wu, Z.X., Wang, D.Z., Xu, Y.H., Sun, Y.L., Li, F., Dong, Y.J., 2009. Current status and technical description of Chinese 2×250 MWth HTR-PM demonstration plant. *Nucl. Eng. Des.* 239 (7), 1212–1219.
- Zhou, Y.P., Li, F., Hao, P.F., He, F., 2011. Similarity analysis for hot gas mixing experiment of outlet of HTR-PM reactor core. *At. Energy Sci. Technol.* 45 (10), 1208–1214 (in Chinese).
- Zhou, Y.P., Li, F., Hao, P.F., He, F., Shi, L., 2014. Thermal hydraulic analysis for hot gas mixing structure of HTR-PM. *Nucl. Eng. Des.* 271, 510–514.



ELSEVIER

Available online at [www.sciencedirect.com](http://www.sciencedirect.com)

Nuclear Engineering and Design

[www.elsevier.com/locate/nucengdes](http://www.elsevier.com/locate/nucengdes)

ScienceDirect

Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2265–2274

## Economic potential of modular reactor nuclear power plants based on the Chinese HTR-PM project

Zuoyi Zhang \*, Yuliang Sun

*Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET), Tsinghua University, Beijing 100084, China*

Received 5 March 2007; received in revised form 11 April 2007; accepted 11 April 2007

### Abstract

Modular reactors with improved safety features have been developed after the Three-Mile Island accident. Economics of small modular reactors compared to large light water reactors whose power output is 10 times higher is the major issue for these kind of reactors to be introduced into the market. Based on the Chinese high temperature gas-cooled reactor pebble-bed module (HTR-PM) project, this paper analyzes economical potentials of modular reactor nuclear power plants. The reactor plant equipments are divided into 6 categories such as RPV and reactor internals, other NSSS *Nuclear Steam Supply System* components and so on. The economic impact of these equipments is analyzed. It is found that the major difference between an HTR-PM plant and a PWR is the capital costs of the RPV and the reactor internals. The fact, however, that RPV and reactor internals costs account for only 2% of the total plant costs in PWR plants demonstrates the limited influence of this difference. On the premise of multiple NSSS modules forming a nuclear power plant with a plant capacity equivalent to a typical PWR plant, an upper value and a target value of the total plant capital costs are estimated. A comparison is made for two design proposals of the Chinese HTR-PM project. It is estimated that the specific costs of a ready-to-build 2 x 250 MW<sub>th</sub> modular plant will be only 5% higher than the specific costs of one 458 MW<sub>th</sub> plant. When considering the technical uncertainties of the latter, a 2 x 250 MW<sub>th</sub> modular plant seems to be more attractive. Finally, four main

### Abstract

Nach dem Three-Mile-Island-Unfall wurden modulare Reaktoren mit verbesserten Sicherheitsmerkmalen entwickelt. Die Wirtschaftlichkeit von kleinen modularen Reaktoren im Vergleich zu großen Leichtwasserreaktoren, deren Leistung zehnmal höher ist, ist das Hauptproblem bei der Markteinführung dieser Art von Reaktoren. Auf der Grundlage des chinesischen Projekts eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors mit Kugelhaufenbett (HTR-PM) werden in diesem Beitrag die wirtschaftlichen Möglichkeiten von Kernkraftwerken mit modularen Reaktoren analysiert. Die Ausrüstungen der Reaktoranlage werden in 6 Kategorien unterteilt, wie z.B. RDB und Reaktoreinbauten, andere Komponenten des nuklearen Dampfversorgungssystems (NSSS) usw. Die wirtschaftlichen Auswirkungen dieser Ausrüstungen werden analysiert. Es wird festgestellt, dass der Hauptunterschied zwischen einem HTR-PM-Kraftwerk und einem DWR in den Kapitalkosten für den RDB und die Reaktoreinbauten besteht. Die Tatsache, dass die Kosten für den RDB und die Reaktoreinbauten bei DWR-Anlagen nur 2 % der gesamten Anlagenkosten ausmachen, zeigt jedoch den geringen Einfluss dieses Unterschieds. Unter der Prämisse, dass mehrere NSSS-Module ein Kernkraftwerk mit einer Anlagenkapazität bilden, die der eines typischen DWR-Kraftwerks entspricht, werden ein

\* Corresponding author.

E-mail address: [zyzhang@tsinghua.edu.cn](mailto:zyzhang@tsinghua.edu.cn) (Z. Zhang).

points are listed for MHTGRs to achieve economic viability.

oberer Wert und ein Zielwert für die gesamten Anlagenkapitalkosten geschätzt. Es wird ein Vergleich für zwei Auslegungsvorschläge des chinesischen HTR-PM-Projekts angestellt. Es wird geschätzt, dass die spezifischen Kosten einer baureifen modularen Anlage mit 2 x 250 MWth nur 5 % über den spezifischen Kosten einer Anlage mit 458 MWth liegen werden. Berücksichtigt man die technischen Unwägbarkeiten der letzteren, so scheint eine modulare Anlage mit 2 x 250 MWth attraktiver zu sein. Abschließend werden vier Hauptpunkte genannt, die erfüllt sein müssen, damit MHTGRs wirtschaftlich rentabel sind.

## 1. Introduction

Since the modular high temperature gas-cooled reactor (MHTGR) concept was proposed by Reutler and Lohnert of SIEMENS/Interatom at the end of the 1970s, its inherent safety and the concept of modularization have been widely adopted within the nuclear community. Nevertheless, can nuclear reactors of about 200 MWth compete with large-scale light water reactors whose power output is more than ten times as large? This question has been constantly under discussion and has become the major issue for an MHTGR to be introduced into the market. However, this is not only a question for the MHTGR; after the Three-Mile Island and Chernobyl nuclear accidents, a series of advanced reactor concepts with inherent or passive safety features were proposed in order to improve nuclear safety. One common feature of all these reactor designs is the down-scaling of the reactor power to several hundred Megawatts in order to solve the problem of passive decay heat removal and to make sure that the reactors will not melt. How these low power nuclear reactors can compete with modern large-scale nuclear power units whose thermal power is several thousand Megawatts has become the main challenge for this type of reactors with inherent safety properties.

After having proposed the modular reactor concept, Reutler and Lohnert published several papers, intending to show that pebble-bed MHTGRs also possess economic competitiveness besides their inherent safety features. In reference [Reutler and Lohnert \(1984\)](#), the authors show that a nuclear power plant composed of multiple reactor modules should be competitive to coal-fired plants. As the costs which depend on the reactor core design accounts only for about 20% of the total construction costs of a nuclear power plant, the increase or reduction of power output per module in a multi-module power plant would not have significant impact on the plant capital costs. In reference [Kugeler and Froehling \(1993\)](#), the specific capital costs of a power plant with 2-modules, 4-modules and 6-modules are, respectively, analyzed. It is shown that the plant specific capital costs will decrease for batch construction so that a 6-module plant of batch construction could possibly compete with a 1200 MWe PWR plant. In 1993, the reports published by the American [GCRA \(1993\)](#) made analyses on the plant capital costs of the lead module, a 4-module prototype plant, the replica plant and the target plant of the MHTGR (450 MW<sub>th</sub>) design. Recently, the paper published by [Wallace et al. \(2006\)](#) analyzed and compared the number of systems of the South African PBMR and pressurized water reactors, and showed the cost impact of the systematic

## 1. Einführung

Seit das Konzept des modularen gasgekühlten Hochtemperaturreaktors (MHTGR) Ende der 70er Jahre von Reutler und Lohnert (SIEMENS/Interatom) vorgeschlagen wurde, haben seine inhärente Sicherheit und das Konzept der Modularisierung in der Nukleargemeinschaft breite Zustimmung gefunden. Können jedoch Kernreaktoren mit einer Leistung von etwa 200 MW<sub>th</sub> mit großen Leichtwasserreaktoren konkurrieren, deren Leistung mehr als zehnmal so groß ist? Diese Frage wird ständig diskutiert und ist zum Hauptproblem für die Markteinführung eines MHTGR geworden. Nach den Reaktorunfällen von Three-Mile Island und Tschernobyl wurde eine Reihe von fortschrittlichen Reaktorkonzepten mit inhärenten oder passiven Sicherheitsmerkmalen vorgeschlagen, um die nukleare Sicherheit zu verbessern. Ein gemeinsames Merkmal all dieser Reaktorkonzepte ist die Verkleinerung der Reaktorleistung auf mehrere hundert Megawatt, um das Problem der passiven Nachzerfallswärmeabfuhr zu lösen und sicherzustellen, dass die Reaktoren nicht schmelzen. Die größte Herausforderung für diese Art von Reaktoren mit inhärenten Sicherheitseigenschaften ist die Frage, wie diese Kernreaktoren mit geringer Leistung mit modernen großen Kernkraftwerken konkurrieren können, deren thermische Leistung mehrere tausend Megawatt beträgt.

Nachdem sie das modulare Reaktorkonzept vorgeschlagen hatten, veröffentlichten Reutler und Lohnert mehrere Arbeiten, die zeigen sollten, dass Kugelhaufenreaktoren neben ihren inhärenten Sicherheitsmerkmalen auch wirtschaftlich wettbewerbsfähig sind. In der Referenz [Reutler und Lohnert \(1984\)](#) zeigen die Autoren, dass ein aus mehreren Reaktormodulen zusammengesetztes Kernkraftwerk gegenüber Kohlekraftwerken wettbewerbsfähig sein sollte. Da die von der Reaktorkernkonstruktion abhängigen Kosten nur etwa 20 % der gesamten Baukosten eines Kernkraftwerks ausmachen, hätte die Erhöhung oder Verringerung der Leistung pro Modul in einem Kraftwerk mit mehreren Modulen keine nennenswerten Auswirkungen auf die Kapitalkosten der Anlage. In [Kugeler und Froehling \(1993\)](#) werden die spezifischen Kapitalkosten eines Kraftwerks mit 2 Modulen, 4 Modulen und 6 Modulen analysiert. Es wird gezeigt, daß die anlagenspezifischen Kapitalkosten für die diskontinuierliche Bauweise sinken, so daß eine 6-Module-Anlage in diskontinuierlicher Bauweise möglicherweise mit einer 1200-MWe-DWR-Anlage konkurrieren könnte. 1993 wurden in den von der amerikanischen GCRA (1993) veröffentlichten Berichten die Anlagenkapitalkosten des Leitmoduls, einer 4-Module-Prototypanlage, der Nachbuanlage und der Zielanlage des MHTGR (450 MW<sub>th</sub>) analysiert. Kürzlich wurde



simplification of the PBMR. A significant cost reduction of modularization was shown.

0029-5493/\$ - see front matter © 2007 Elsevier B.V. All rights reserved. doi:10.1016/j.nucengdes.2007.04.001

In the 1980s, SIEMENS/Interatom Company in Germany committed itself to constructing a 2-modular HTGR demonstration plant. It accomplished much research and development. The safety analysis report was reviewed by relevant German licensing bodies. The American General Atomics Company carried out in-depth research and development work for the 350 MW, 450 MW steam cycle MHTGR designs and a 600 MW gas turbine cycle GT-MHR design. South Africa has been developing a pebble-bed modular reactor (PBMR) since the middle of 1990s, from the very beginning adopting the gas turbine cycle. The recent design features a reactor of 400 MW thermal and 165 MW electric power. Japan has built the prismatic high temperature gas cooled test reactor HTTR (30 MWth) in 1997. China began research work on pebble-bed high temperature gas cooled reactors at the end of the 1970s. In 1992 the Chinese government approved to build the pebble-bed test reactor HTR-10 with 10 MW thermal power at the Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET) of Tsinghua University, Beijing. Construction of the HTR-10 started in 1995 and the reactor achieved criticality in December 2000. In January 2003, it achieved full power and was connected to the power grid. From January 2003 to April 2006, the reactor was operated for 465 days and a batch of experimental verification work were carried out, including ATWS experiments as well as loss of heat sink, control rod withdrawal, etc.

On the basis of the HTR-10, the high temperature gas-cooled reactor pebble-bed module (HTR-PM) Project is proposed. The major target of the HTR-PM Project is to build one pebble-bed MHTGR demonstration plant of 200 MWe around 2013. The main technical objectives are:

(1) to demonstrate the claimed inherent safety features of the system,

in der von Wallace et al. (2006) veröffentlichten Arbeit die Anzahl der Systeme des südafrikanischen PBMR und der Druckwasserreaktoren analysiert und verglichen und die Kostenauswirkungen der systematischen Vereinfachung des PBMR aufgezeigt. Es wurde eine erhebliche Kostenreduzierung durch Modularisierung nachgewiesen.

0029-5493/\$ - siehe Titelbild © 2007 Elsevier B.V. Alle Rechte vorbehalten. doi:10.1016/j.nucengdes.2007.

In den 1980er Jahren verpflichtete sich die Firma SIEMENS/Interatom in Deutschland zum Bau einer 2-modularen HTGR-Demonstrationsanlage. Es wurden zahlreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durchgeführt. Der Bericht über die Sicherheitsanalyse wurde von den zuständigen deutschen Genehmigungsbehörden geprüft. Das amerikanische Unternehmen General Atomics hat eingehende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für die MHTGR-Konzepte mit 350 MW und 450 MW Dampfzyklus sowie für ein GT-MHR-Konzept mit 600 MW Gasturbinenzyklus durchgeführt. Südafrika entwickelt seit Mitte der 1990er Jahre einen modularen Kugelhaufenreaktor (PBMR), wobei von Anfang an der Gasturbinenkreislauf verwendet wurde. Der neueste Entwurf sieht einen Reaktor mit 400 MW thermischer und 165 MW elektrischer Leistung vor. Japan hat 1997 den prismatischen gasgekühlten Hochtemperatur-Testreaktor HTTR (30 MWth) gebaut. China begann Ende der 1970er Jahre mit Forschungsarbeiten zu gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren mit Kugelhaufen. Im Jahr 1992 genehmigte die chinesische Regierung den Bau des Kugelhaufenreaktors HTR-10 mit 10 MW thermischer Leistung am Institut für Kerntechnik und neue Energietechnik (INET) der Tsinghua-Universität in Peking. Der Bau des HTR-10 begann 1995, und der Reaktor erreichte im Dezember 2000 die Kritikalität. Im Januar 2003 erreichte er seine volle Leistung und wurde an das Stromnetz angeschlossen. Von Januar 2003 bis April 2006 war der Reaktor 465 Tage lang in Betrieb, und es wurde eine Reihe von experimentellen Verifizierungsarbeiten durchgeführt, darunter ATWS-Experimente, Verlust der Wärmesenke, Steuerstabentnahme usw.

Auf der Grundlage des HTR-10 wird das Projekt des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors mit Kugelbett (HTR-PM) vorgeschlagen. Das Hauptziel des HTR-PM-Projekts ist der Bau einer MHTGR-Demonstrationsanlage mit Kugelbett und einer Leistung von 200 MWe um 2013. Die wichtigsten technischen Ziele sind:

(1) die behaupteten inhärenten Sicherheitsmerkmale des Systems zu demonstrieren,

(2) Aufzeigen der potenziellen wirtschaftlichen Wettbewerbsfähigkeit,

- (2) to help reveal the potential economic competitiveness,
- (3) to reduce technical risks, employing the rich experiences made with the HTR-10 and other mature industrial technologies, and
- (4) to provide a sound basis for achieving modularized design and construction.

Among the above objectives, the most difficult key-issue of the HTR-PM demonstration plant will be to show that an *N*th- of-its-kind (NOAK) HTR-PM plant will be economically viable.

This paper is going to show the economic potential of an HTR-PM plant. The data given are based on the already acquired experience of the HTR-PM Project gathered by INET since 2001. The article is an attempt to depict a workable technical route for the development of a modular HTGR from the viewpoints of many techno-economical aspects.

- (3) Verringerung der technischen Risiken unter Nutzung der umfangreichen Erfahrungen mit dem HTR-10 und anderen ausgereiften industriellen Technologien und
- (4) Schaffung einer soliden Grundlage für eine modulare Planung und Konstruktion.

Von den oben genannten Zielen ist die schwierigste Aufgabe der HTR-PM-Demonstrationsanlage der Nachweis, dass eine NOAK-Anlage (Nth-of-its-kind) wirtschaftlich lebensfähig ist.

In diesem Papier wird das wirtschaftliche Potenzial einer HTR-PM-Anlage aufgezeigt. Die angegebenen Daten basieren auf den bereits gesammelten Erfahrungen des HTR-PM-Projekts, die von INET seit 2001 gesammelt wurden. Der Artikel ist ein Versuch, einen praktikablen technischen Weg für die Entwicklung eines modularen HTGR unter Berücksichtigung vieler technisch-wirtschaftlicher Aspekte aufzuzeigen.

## 2. Studies on important concepts

### 2.1. Safety aspects of HTR-PM plants

We believe that an HTR-PM plant should have the following safety features:

- (1) When the reactors are working at normal operation conditions, the radioactive inventory in the primary helium is very small. Even if this limited amount of radioactivity would be released into the environment following an incident/accident, there is no need to take emergency measures such as sheltering, or evacuation.
- (2) For any conceivable conditions of reactivity accidents or for any failure of the residual heat removal system, the rise of the fuel temperatures will not cause a significant additional release of radioactive substances from the fuel elements. This can be controlled by measuring the gaseous radioactivity in the primary system.
- (3) The consequences of water or air ingress depend on the quantity of such ingresses. The ingress process is slow, and can be terminated easily within several dozens of hours (or even days) by taking very simple actions. The possibility for the failure of such simple actions can be excluded.

### 2.2. Definition of modular designs

*Module concept I:* One large system is divided into several identical subsystems, and these subsystems are called modules. Their characteristics are:

- (1) the subsystems are completely identical;
- (2) each subsystem is relatively simple;
- (3) as far as reactors are concerned, it is best that they have independent safety functions.

*Module concept II:* One large system is divided into several different subsystems. They have the following characteristics:

- (1) each subsystem is relatively small and easy to be assembled in a factory;
- (2) each subsystem is different from all others;
- (3) in term of reactors, if one module is devoid, the safety function may be incomplete.

The module concept I is different from the second concept. The latter is more a package. This paper discusses only the module concept I because it can take the maximum advantages of the benefits brought by modularization. The benefits mainly include: (1) economics of experience and (2) economics of scale.

*Economics of experience* refers to the effect suggested by the so-called learning curve.

## 2. Studien zu wichtigen Konzepten

### 2.1. Sicherheitsaspekte von HTR-PM-Anlagen

Wir sind der Meinung, dass eine HTR-PM-Anlage die folgenden Sicherheitsmerkmale aufweisen sollte:

(1) Wenn die Reaktoren unter normalen Betriebsbedingungen arbeiten, ist das radioaktive Inventar im Primärhelium sehr gering. Selbst wenn diese begrenzte Menge an Radioaktivität nach einem Zwischenfall/Unfall in die Umwelt freigesetzt würde, besteht keine Notwendigkeit für Notfallmaßnahmen wie Schutzräume oder Evakuierung.

(2) Unter allen denkbaren Bedingungen eines Reaktivitätsstörfalls oder eines Ausfalls des Nachwärmeabfuhrsystems wird der Anstieg der Brennstofftemperaturen keine signifikante zusätzliche Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Brennelementen verursachen. Dies kann durch Messung der gasförmigen Radioaktivität im Primärsystem kontrolliert werden.

(3) Die Folgen des Eindringens von Wasser oder Luft hängen von der Menge des Eindringens ab. Der Prozess des Eindringens ist langsam und kann innerhalb von einigen Dutzend Stunden (oder sogar Tagen) durch sehr einfache Maßnahmen gestoppt werden. Die Möglichkeit des Scheiterns solcher einfachen Maßnahmen kann ausgeschlossen werden.

### 1.2. Definition von Modulkonzepten

**Modulkonzept I:** Ein großes System wird in mehrere **identische** Teilsysteme unterteilt, und diese Teilsysteme werden als Module bezeichnet. Ihre Merkmale sind:

- (1) Die Teilsysteme sind völlig identisch;
- (2) jedes Teilsystem ist relativ einfach;
- (3) im Hinblick auf die Reaktoren ist es am besten, wenn sie unabhängige Sicherheitsfunktionen haben.

**Modulkonzept II:** Ein großes System wird in mehrere **verschiedene** Teilsysteme unterteilt. Diese weisen die folgenden Merkmale auf:

- (1) Jedes Teilsystem ist relativ klein und kann leicht in einer Fabrik zusammengebaut werden;
- (2) jedes Teilsystem unterscheidet sich von allen anderen;
- (3) bei Reaktoren kann bei Ausfall eines Moduls die Sicherheitsfunktion unvollständig sein.

Das Modulkonzept I unterscheidet sich von dem zweiten Konzept. Letzteres ist eher ein Paket. In diesem Beitrag wird nur das Modulkonzept I erörtert, weil es die Vorteile der Modularisierung maximal ausschöpfen kann. Zu den Vorteilen gehören vor allem: (1) Erfahrungsökonomie und (2) Skalenökonomie.

Die Erfahrungsökonomie bezieht sich auf den Effekt, den die so genannte Lernkurve nahelegt.

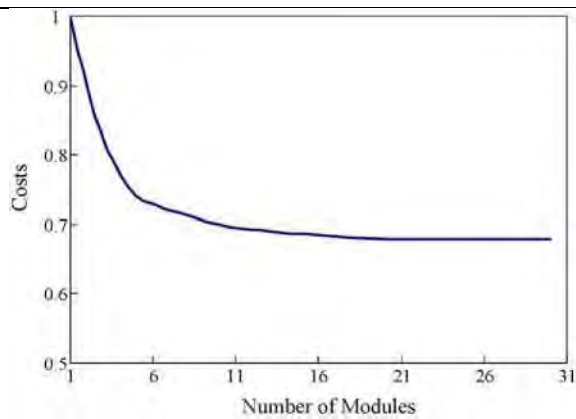


Fig. 1. Learning curve.

Fig. 1 presents a typical learning curve. It indicates that cost is reduced as subsequent modules will gain from the experience made by manufacturing preceding modules. The curve will reach its minimum after about the 10th module. The maximum cost decrease is around 30%. This curve is also applicable to large-scale pressurized water reactors. However, as the plant capacity of pressurized water reactors is large and number of orders is limited, the effects of learning curve cannot be fully utilized.

*Economics of scale* refers to the economic benefit due to the increase of production. The cost is divided into fixed cost and variable cost. Variable cost increases with the increase of output, such as raw materials, power and so on; while fixed cost do not increase with the rise of output, such as factory building, equipment, design, marketing, management and so on. When the output increases, the specific variable cost remains unchanged, while the specific fixed cost is in inverse proportion to the output, i.e. it decreases with the rise of output. Suppose, e.g., the pressure vessels are manufactured with 60% variable cost, such as the forgings, plates, welding materials and power, while the remaining 40% is fixed cost. The cost of manufacturing 10 pressure vessels can thus be reduced by 30% compared to manufacturing 2 pressure vessels only.

Abb. 1 zeigt eine typische Lernkurve. Sie zeigt, dass die Kosten gesenkt werden, da die nachfolgenden Module von den Erfahrungen aus der Herstellung der vorangegangenen Module profitieren. Die Kurve erreicht ihr Minimum etwa nach dem 10. Modul. Die maximale Kostenreduzierung liegt bei etwa 30%. Diese Kurve gilt auch für Druckwasserreaktoren im großen Maßstab. Da die Anlagenkapazität von Druckwasserreaktoren jedoch groß und die Zahl der Aufträge begrenzt ist, können die Auswirkungen der Lernkurve nicht voll genutzt werden.

Die Skalenökonomie bezieht sich auf den wirtschaftlichen Nutzen, der sich aus der Steigerung der Produktion ergibt. Die Kosten werden in Fixkosten und variable Kosten unterteilt. Die variablen Kosten, wie Rohstoffe, Energie usw., steigen mit der Zunahme der Produktion, während die Fixkosten, wie Fabrikgebäude, Ausrüstung, Design, Marketing, Management usw., nicht mit der Zunahme der Produktion steigen. Wenn der Output steigt, bleiben die spezifischen variablen Kosten unverändert, während die spezifischen Fixkosten umgekehrt proportional zum Output sind, d. h. sie sinken mit dem Anstieg des Outputs. Angenommen, die Druckbehälter werden mit 60% variablen Kosten hergestellt, wie Schmiedestücke, Bleche, Schweißmaterial und Energie, während die restlichen 40% Fixkosten sind. Die Kosten für die Herstellung von 10 Druckkesseln können somit um 30% gesenkt werden, verglichen mit der Herstellung von nur 2 Druckkesseln.

2.3. Plant and NSSS (Nuclear Steam Supply System) module

The economics of nuclear power plants depends on the operational cost per kilowatt-hour and the capital cost per installed Kilowatts. The economics of one MHTGR and of one PWR nuclear power plant must be compared on the basis of equal plant capacity. For MHTGR plants it is obvious to adopt multiple NSSS modules for one plant.

In an MHTGR nuclear power plant with multiple NSSS modules there should be only one control room to monitor and control all NSSS modules, the turbine-generator and its auxiliary systems. Most auxiliary systems should be shared among all the modules, with the exception of the reactor protection system and other relevant nuclear safety systems. The calculation of CDF is based on one plant consisting of multiple NSSS modules.

2.3. Anlage und NSSS-Modul (Nukleares Dampfversorgungssystem)

Die Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken hängt von den Betriebskosten pro Kilowattstunde und den Kapitalkosten pro installiertem Kilowatt ab. Die Wirtschaftlichkeit eines MHTGR- und eines DWR-Kernkraftwerks muss auf der Grundlage der gleichen Anlagenkapazität verglichen werden. Bei MHTGR-Kraftwerken ist es naheliegend, mehrere NSSS-Module für eine Anlage einzusetzen.

In einem MHTGR-Kernkraftwerk mit mehreren NSSS-Modulen sollte es nur eine Leitwarte zur Überwachung und Steuerung aller NSSS-Module, des Turbinengenerators und seiner Hilfssysteme geben. Die meisten Hilfssysteme sollten von allen Modulen gemeinsam genutzt werden, mit Ausnahme des Reaktorschutzsystems und anderer relevanter nuklearer Sicherheitssysteme. Bei der Berechnung der CDF wird von einer Anlage ausgegangen, die aus mehreren NSSS-Modulen besteht.

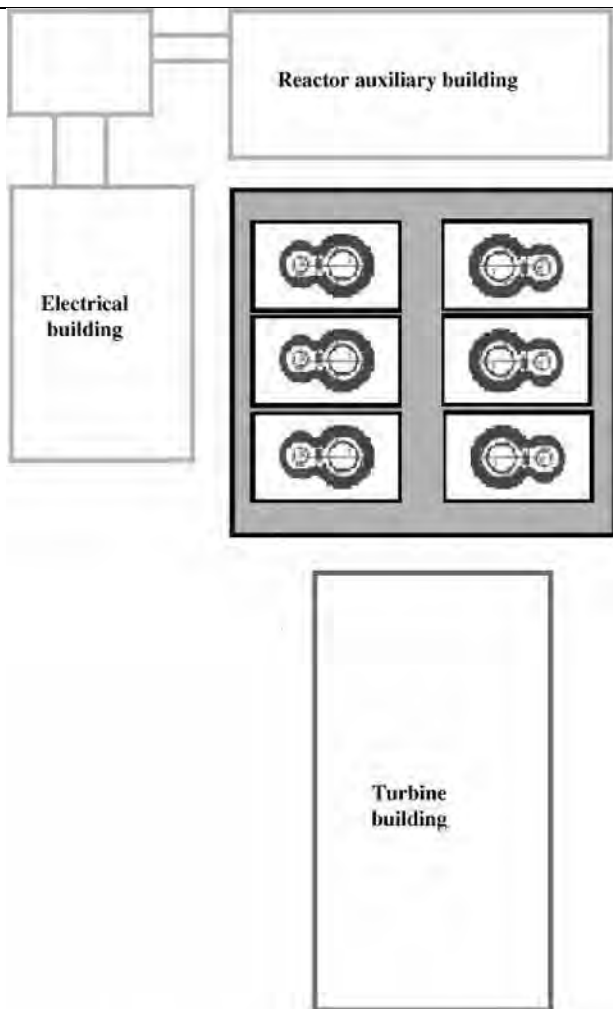


Fig. 2. HTR-PM plant with multiple NSSS modules.

Fig. 2 shows a proposed future HTR-PM plant. In this HTR- PM plant, 6-10 NSSS modules, 100 MW<sub>e</sub> each, are

Abb. 2 zeigt eine vorgeschlagene zukünftige HTR-PM-Anlage. In dieser HTR-PM-Anlage werden 6-10 NSSS-

adopted and share the electrical and the auxiliary system building. The plant consists of one steam turbine generator and one control room only. The subsequent analyses are carried out for such a multiple NSSS module plant.

Module mit je 100 MWe eingesetzt, die sich das elektrische und das Hilfssystemgebäude teilen. Die Anlage besteht nur aus einem Dampfturbinengenerator und einem Kontrollraum. Die folgenden Analysen werden für eine solche Anlage mit mehreren NSSS-Modulen durchgeführt.

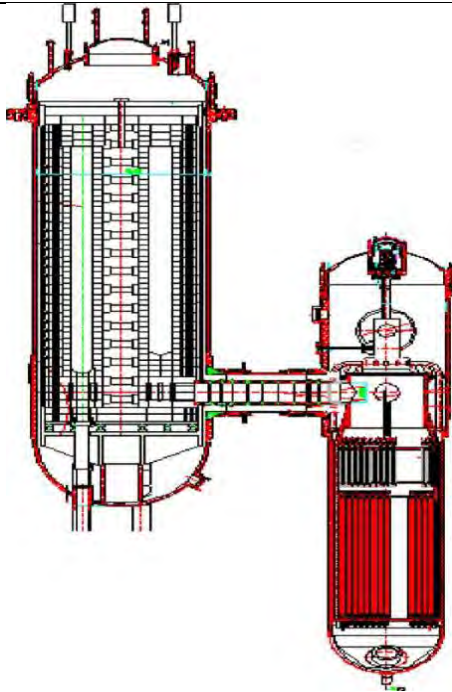


Fig. 3. HTR-PM reactor design of 1 x 458 MW<sub>th</sub>—two zones core.

Fig. 3 shows the cross-section of the reactor.

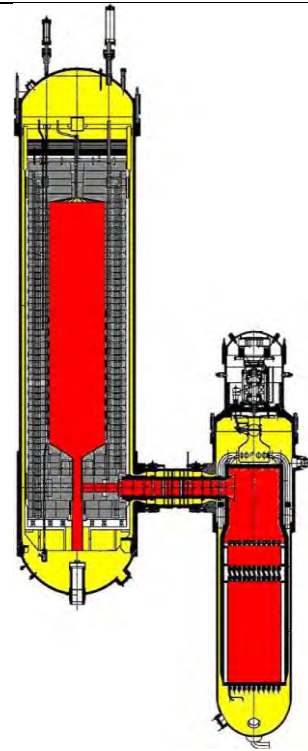


Fig. 4. HTR-PM reactor design of 2 x 250MW<sub>th</sub>—one zone core.

### 3. Two HTR-PM designs

To find a final standard design of an HTR-PM plant INET has intensively studied two different designs since April 2004.

#### 3.1. 1 x 458 MWh module with a two-zone core

This kind of design adopts a fuel-free graphite zone in the center of the pebble-bed to guarantee that the highest temperature of fuel elements will never exceed fuel temperatures of 1600 °C under any depressurization accident, whereby the power output of a single module had been stretched as much as technically possible. Detailed evaluation was undertaken for a fixed and for a dynamic central column. The advantages and disadvantages of the two alternatives of this type were studied. The overall conclusion was that both solutions are feasible, although both designs of this type have certain technical uncertainties. Considerable verifications are needed to overcome these uncertainties.

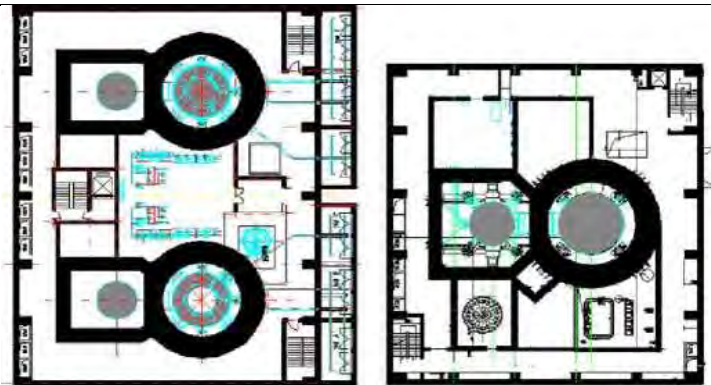
### 3. Zwei HTR-PM-Konzepte

Um einen endgültigen Standardentwurf für eine HTR-PM-Anlage zu finden, hat das INET seit April 2004 zwei verschiedene Entwürfe intensiv untersucht.

#### 3.1. 1 x 458 MWh Modul mit einem Zwei-Zonen-Core

Bei dieser Auslegung wird eine brennstofffreie Graphitzone in der Mitte des Kiesbetts verwendet, um zu gewährleisten, dass die höchste Temperatur der Brennelemente bei einem Druckabfall niemals eine Brennstofftemperatur von 1600 °C überschreitet, wobei die Leistung eines einzelnen Moduls so weit wie technisch möglich gestreckt wurde. Eine detaillierte Bewertung wurde für eine feste und für eine dynamische Mittelsäule vorgenommen. Die Vor- und Nachteile der beiden Alternativen dieses Typs wurden untersucht. Die allgemeine Schlussfolgerung lautete, dass beide Lösungen machbar sind, obwohl beide Konstruktionen dieser Art gewisse technische Unsicherheiten aufweisen. Um diese Unsicherheiten zu beseitigen,

sind umfangreiche Überprüfungen erforderlich.



2 x 250 MW<sub>th</sub> -one Zone core      1 x 458 MW<sub>th</sub> -two Zones core

Fig. 5. Cross-section of the two HTR-PM reactor building designs.

**Table 1**  
Key design parameters of HTR-PM  
*Table 1 presents the general design parameters.*

Parameters	458 MW	2 x 250 MW
NSSS modules	1	2
Core thermal power (MW)	458	500
Diameter of core inner reflector (m)	2.2	0
Diameter of core outer reflector (m)	4	3
Core height (m)	11	11
Primary helium pressure (MPa)	9	7
Core outlet temperature (°C)	750	750
Core inlet temperature (°C)	250	250
Fuel enrichment (%)	9.5	8.9

**Tabelle 1**  
Wichtige Konstruktionsparameter des HTR-PM  
Tabelle 1 enthält die allgemeinen Auslegungsparameter.

Parameter 458 MW 2 x 250 MW  
 NSSS-Module 1 2  
 Thermische Kernleistung (MW) 458 500  
 Durchmesser des inneren Kernreflektors (m) 2,2 0  
 Durchmesser des Außenreflektors des Kerns (m) 4 3  
 Höhe des Kerns (m) 11 11  
 Primärer Heliumdruck (MPa) 9 7  
 Kernaustrittstemperatur (°C) 750 750  
 Kerneintrittstemperatur (°C) 250 250  
 Brennstoffanreicherung (%) 9,5 8,9

### 3.2. 2 x 250MW<sub>th</sub> modules with one-zone core

This kind of design adopts a one-zone pebble-bed reactor core. According to the research results of the recent 20 years, the power of the modular core is increased from 200 to 250 MW thermal while keeping the same inherent safety features. As China has already built the HTR-10 reactor, adopting the side-by-side arrangement of the reactor and steam generator, and is currently operating it successfully, the 250 MW<sub>th</sub> one-zone module is an up-scaling of the HTR-10. Hence, in essence, the HTR-10 can be regarded as the prototype of the large modular design of 250 MW thermal power. Obviously, the 250 MW design can benefit from all the lessons learned during design, construction and operation of the HTR-10. This will minimize technical risks. Fig. 4 shows the cross-section of the reactor. Fig. 5 displays the horizontal cross-section of the reactor building in both designs.

### 3.2. 2 x 250-MW<sub>th</sub>-Module mit Ein-Zonen-Kern

Bei dieser Art von Konstruktion wird ein Ein-Zonen-Kugelbett-Reaktorkern verwendet. Gemäß den Forschungsergebnissen der letzten 20 Jahre wird die Leistung des modularen Kerns von 200 auf 250 MW thermisch erhöht, wobei die gleichen inhärenten Sicherheitsmerkmale beibehalten werden. Da China bereits den HTR-10-Reaktor gebaut hat, bei dem der Reaktor und der Dampferzeuger nebeneinander angeordnet sind, und der derzeit erfolgreich betrieben wird, ist das 250-MW-Ein-Zonen-Modul eine Weiterentwicklung des HTR-10. Daher kann der HTR-10 im Wesentlichen als Prototyp des großen modularen 250-MW-Wärmeleistungswerks angesehen werden. Es liegt auf der Hand, dass die 250-MW-Konstruktion von allen Erfahrungen profitieren kann, die während der Planung, des Baus und des Betriebs des HTR-10 gemacht wurden. Dies wird die technischen Risiken minimieren. Abb. 4 zeigt den Querschnitt des Reaktors. Abb. 5 zeigt den horizontalen Querschnitt des Reaktorgebäudes in beiden Ausführungen.

## 4. Economics of an HTR-PM

### 4.1. Break-down of PWR capital costs

Fig. 6 presents the typical break-down of the capital costs of a 2x 1000 MWe PWR. The total costs of all the PWR plant are normalized to 100. Among them, reactor plant equipment account for about 23-28%, depending on ways of delivery. Turbine plant equipment take up about 12% and BOP is about 3%. These are so called direct costs. Other costs include the costs for design, engineering service, project management and financial costs, etc.

The indirect costs should be estimated according to the actually required workload and materials. These costs may be not in proportional correspondence to the capital costs of equipments. Based on the above explanations on the indirect cost, reactor plant equipments take up about 23-28% of the total plant cost, which shows that the influence of the different reactor plant equipments on the total investment should be reduced, while the effective project management may have great impact. Modularization design is likely to simplify engineering, project management and shorten project schedule.

## 4. Wirtschaftlichkeit eines HTR-PM

### 4.1. Aufschlüsselung der Kapitalkosten eines DWR

Abb. 6 zeigt die typische Aufschlüsselung der Kapitalkosten für einen 2 x 1000 MWe-DWR. Die Gesamtkosten der gesamten DWR-Anlage sind auf 100 normiert. Davon entfallen auf die Ausrüstung der Reaktoranlage etwa 23-28 %, je nach Lieferart. Auf die Turbinenanlagenausrüstung entfallen etwa 12 % und auf den BOP etwa 3 %. Dies sind die so genannten direkten Kosten. Zu den sonstigen Kosten gehören die Kosten für Planung, Ingenieurleistungen, Projektmanagement und Finanzkosten usw. Die indirekten Kosten sollten nach dem tatsächlich benötigten Arbeitsaufwand und Material geschätzt werden. Diese Kosten stehen möglicherweise nicht in proportionalem Verhältnis zu den Kapitalkosten der Ausrüstungen. Ausgehend von den obigen Ausführungen zu den indirekten Kosten machen die Ausrüstungen der Reaktoranlage etwa 23-28 % der Gesamtkosten der Anlage aus, was zeigt, dass der Einfluss der verschiedenen Ausrüstungen der Reaktoranlage auf die Gesamtinvestition verringert werden sollte, während ein effektives Projektmanagement große Auswirkungen haben kann. Durch die Modularisierung können die Konstruktion und das Projektmanagement vereinfacht und der Zeitplan für das Projekt verkürzt werden.



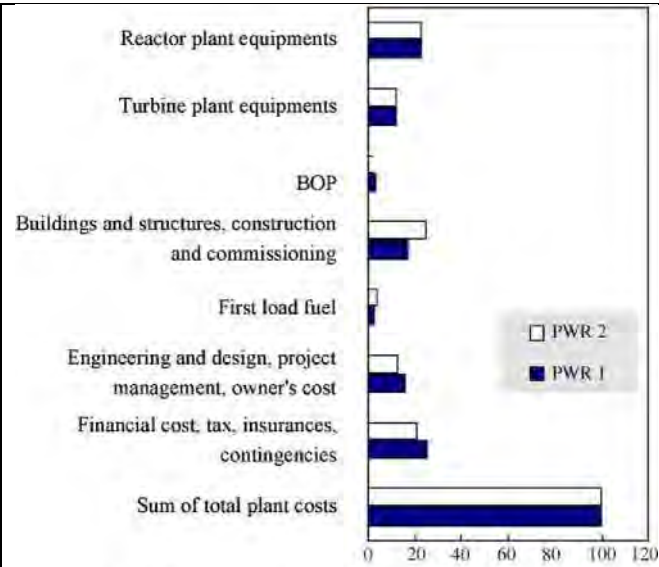


Fig. 6. Capital cost break-down of PWR total plant.

•

• Fig. 7 shows the capital costs break-down of PWR reactor plant equipment. According to our analyses, reactor plant equipment are divided into 6 categories. The only difference to a traditional classification is that in our case the NSSS equipment is further subdivided into Reactor Pressure Vessel (RPV) and reactor internals, as well as other NSSS components. RPV and reactor internals.

• Other NSSS components: steam generators, primary pipelines, pressurizer, control rods, main pump and so on.

Reactor auxiliary systems: emergency reactor core cooling systems, decay heat removal systems, containment spray system, and chemistry and volume control system, etc.

- Abb. 7 zeigt die Aufschlüsselung der Kapitalkosten für die Ausrüstung der DWR-Reaktoranlage. Nach unseren Analysen wird die Ausrüstung der Reaktoranlage in 6 Kategorien unterteilt. Der einzige Unterschied zu einer traditionellen Klassifizierung besteht darin, dass in unserem Fall die NSSS-Ausrüstung weiter unterteilt wird in Reaktordruckbehälter (RDB) und Reaktoreinbauten, ausserdem andere NSSS-Komponenten. RDB und Reaktoreinbauten.

- Sonstige NSSS-Komponenten: Dampferzeuger, primäre Rohrleitungen, Druckhalter, Steuerstäbe, Hauptpumpe und so weiter.

Reaktorhilfssysteme: Notkühlssysteme für den Reaktorkern, Nachzerfallswärmeabfuhrsysteme, Containment-Sprühsystem, Chemie- und Volumenkontrollsystem, usw.

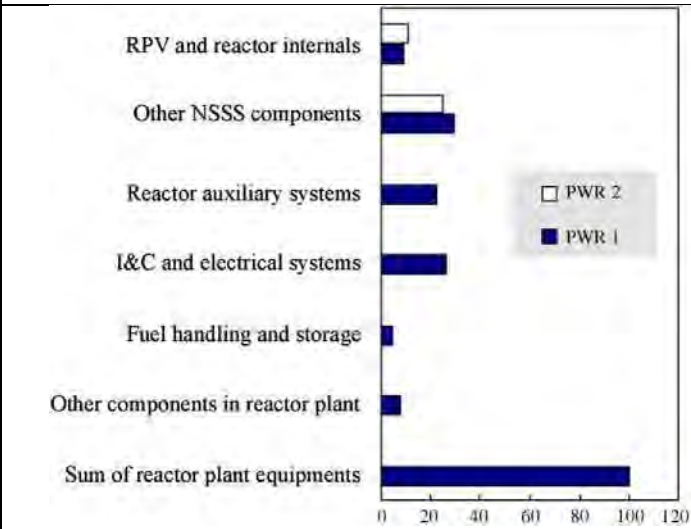


Fig. 7. Capital cost break-down of PWR reactor plant equipments.

- I&C and electrical systems: reactor protection system, control room, instrumentation, emergency diesels, batteries and so on.
- Fuel handling and storage: the temporary storages of fresh and spent nuclear fuels, fuel handling systems.
- Other components in reactor plant: cranes, communication system and other reactor plant equipment.

Considering the total costs of the above-classified reactor plant equipment, the costs of the RPV and the reactor internals account for about 9%, the reactor auxiliary systems for about 23% and the I&C and electrical systems for about 26%. Thus, the costs of RPV and reactor internals, compared to the total plant cost will be about  $9\% \times 23\% = 2\%$ . This shows clearly that the RPV and the reactor internals of PWR-plants exhibit only a very limited influence on the total plant cost.

- Leittechnik und elektrische Systeme: Reaktorschutzsystem, Kontrollraum, Instrumentierung, Notstromdiesel, Batterien usw.
- Brennstoffhandhabung und -lagerung: die Zwischenlager für frische und abgebrannte Kernbrennstoffe, Brennstoffhandhabungssysteme.
- Sonstige Komponenten der Reaktoranlage: Kräne, Kommunikationssystem und sonstige Ausrüstung der Reaktoranlage.

Betrachtet man die Gesamtkosten der oben genannten Ausrüstungen der Reaktoranlage, so entfallen etwa 9 % auf den RDB und die Reaktoreinbauten, etwa 23 % auf die Reaktorhilfssysteme und etwa 26 % auf die Leittechnik und elektrische Systeme. Somit betragen die Kosten für RDB und Reaktoreinbauten im Vergleich zu den Gesamtkosten der Anlage etwa  $9\% \times 23\% = 2\%$ . Dies zeigt deutlich, dass der RDB und die Reaktoreinbauten bei DWR-Anlagen nur einen sehr geringen Einfluss auf die Gesamtkosten der Anlage haben.

Table 2 Comparison of key NSSS equipments

HTR-PM	PWR	Description
RPV, reactor metallic, graphite and carbon reactor internals	RPV, reactor internals	Specific cost of HTR-PM( <i>USD/kWe</i> ) in the two equipments is about 8 times of those in PWR
Steam generator heat transfer bundle	Steam generator heat transfer bundle	HTR-PM steam generator has lower heat transfer coefficient and higher temperature difference. Specific heat transfer area ( $M^2(\text{heat transfer area})/MWe$ ): PWR is 20, HTR-PM is 20
Helium blower, non-safety related	Coolant pump, safety related	HTR-PM has lower coolant density and higher temperature increase. Specific Pump/blower power ( $kW(\text{required to drive the motor})/MWe$ ), PWR is 18-32, HTR-PM is 30
Control rods and its driving systems,	Control rods and its driving systems Boron injection and chemical	Cost of HTR-PM is similar to PWR

Small sphere absorption systems	system	
Connecting vessel, steam generator vessel	Main coolant pipe, pressurizer, steam generator vessel	PWR is expensive than HTR

Table 2 gives the main NSSS equipments of HTR-PM and compares them with the corresponding PWR equipments.

Tabelle 2 Vergleich der wichtigsten NSSS-Ausrüstungen  
 HTR-PM DWR Beschreibung  
 Reaktordruckbehälter, metallische Reaktoreinbauten, Reaktoreinbauten aus Graphit und Kohlenstoff Reaktordruckbehälter, Reaktoreinbauten Die spezifischen Kosten des HTR-PM (USD/kWe) sind bei beiden Anlagen etwa 8-mal so hoch wie beim DWR  
 Dampferzeuger-Wärmeübertragungsbündel Dampferzeuger-Wärmeübertragungsbündel Der HTR-PM-Dampferzeuger hat einen geringeren Wärmeübergangskoeffizienten und eine höhere Temperaturdifferenz.  
 Spezifische Wärmeübertragungsfläche  
 ( $M^2(\text{Wärmeübertragungsfläche})/MWe$ ):  
 DWR ist 20, HTR-PM ist 20  
 Heliumgebläse, nicht sicherheitsrelevante Kühlmittelpumpe, sicherheitsrelevanter HTR-PM hat eine geringere Kühlmitteldichte und einen höheren Temperaturanstieg.  
 Spezifische Pumpen-/Gebläseleistung  
 ( $kW(\text{zum Antrieb des Motors erforderlich})/MWe$ ),  
 DWR: 18-32, HTR-PM: 30  
 Steuerstäbe und deren Antriebssysteme,  
 Absorptionssysteme für kleine Kugeln Steuerstäbe und deren Antriebssysteme  
 Borinjektion und chemisches System Die Kosten des HTR-PM sind mit denen des DWR vergleichbar.  
 Verbindungsgefäß, Dampferzeugergefäß Hauptkühlmittelrohr, Druckhalter, Dampferzeugergefäß DWR ist teurer als HTR

Tabelle 2 zeigt die wichtigsten NSSS-Anlagen des HTR-PM und vergleicht sie mit den entsprechenden DWR-Anlagen.

## 4.2. Technical features of HTR-PM reactor plant equipments

### 4.2.1. RPV and reactor internals

The inherent safety features of MHTGRs are based on the fact that the core power density is chosen such that for any conceivable accidents the fuel elements will not surpass the limit temperature even when only employing passive means for decay heat removal. The limit fuel element temperature of 1600 °C had been proven without doubt by large-scale experiments. However, by employing this feature, the power density must be relatively low. This, in turn, necessitates many large RPVs and consequently large masses of graphite for neutron moderation. According to the results of an HTR-PM standard design, the specific weight - in terms of generated power - of an HTR-PM RPV is about 10 times that of a PWR. HTR-PM and PWR use, in essence, the same vessel material of low alloyed steel, while the HTR-PM vessels do not need resurfacing welding of stainless steel, which makes its specific costs decline somewhat. The quoted price of RPVs and reactor internals for an HTR-PM power plant is about 8 times that of a modern PWR in terms of equal power generation.

### 4.2.2. Other NSSS equipments

#### Steam generators:

Compared to PWR steam generators, HTR-PM steam generators have smaller heat transfer coefficients on the primary helium side, while the temperature difference between its primary and secondary side is much larger. These two effects can compensate each other and should achieve a similar value of about 20 m<sup>2</sup> heat transfer surface per MWe power generated.

#### Blowers or main pumps:

Helium blowers belong to nonsafety grade components while the main pumps of a PWR are safety grade. Helium blowers transmit high-pressure helium. The density of helium is low, which is an unfavorable factor. However, the temperature difference at the inlet and outlet of an HTR reactor is about 500 °C, while it is only 40 °C for a PWR. The disadvantage of the low helium density can be mostly compensated by the allowable large temperature difference. The specific motor power for

## 4.2. Technische Merkmale der Ausrüstungen der HTR-PM-Reaktoranlage

### 4.2.1. RDB und Reaktoreinbauten

Die inhärenten Sicherheitsmerkmale von MHTGRs beruhen darauf, dass die Kernleistungsdichte so gewählt wird, dass bei allen denkbaren Störfällen die Brennelemente die Grenztemperatur nicht überschreiten, selbst wenn nur passive Mittel zur Nachwärmeabfuhr eingesetzt werden. Die Brennelement-Grenztemperatur von 1600 °C wurde durch großtechnische Experimente zweifelsfrei nachgewiesen. Allerdings muss dafür die Leistungsdichte relativ gering sein. Dies wiederum erfordert viele große Reaktordruckbehälter und folglich große Massen an Graphit zur Neutronenmoderation. Nach den Ergebnissen eines HTR-PM-Standarddesigns beträgt das spezifische Gewicht - bezogen auf die erzeugte Leistung - eines HTR-PM-RDB etwa das Zehnfache eines DWR. HTR-PM und DWR verwenden im Wesentlichen dasselbe Behältermaterial, nämlich niedrig legierten Stahl, wobei die Edelstahl-Schweißnähte am HTR-PM-Behälter nicht oberflächenbehandelt werden müssen, was die spezifischen Kosten etwas senkt. Der angegebene Preis für RDB und Reaktoreinbauten für ein HTR-PM-Kraftwerk ist etwa achtmal so hoch wie der Preis für einen modernen DWR bei gleicher Stromerzeugung.

### 1.1.2. Andere NSSS-Ausrüstungen

#### Dampferzeuger:

Im Vergleich zu DWR-Dampferzeugern haben HTR-PM-Dampferzeuger kleinere Wärmeübergangskoeffizienten auf der primären Heliumseite, während der Temperaturunterschied zwischen der Primär- und der Sekundärseite viel größer ist. Diese beiden Effekte können sich gegenseitig kompensieren und sollten einen ähnlichen Wert von etwa 20 m<sup>2</sup> Wärmeübertragungsfläche pro MWe erzeugter Leistung erreichen.

#### Gebläse oder Hauptpumpen:

Heliumgebläse gehören zu den nicht sicherheitsrelevanten Komponenten, während die Hauptpumpen eines DWR sicherheitsrelevant sind. Heliumgebläse übertragen Helium unter hohem Druck. Die Dichte von Helium ist gering, ein ungünstiger Faktor. Allerdings beträgt der Temperaturunterschied am Ein- und Austritt eines HTR-Reaktors etwa 500 °C, während er bei einem DWR nur 40 °C beträgt. Der Nachteil

HTR-PM helium blowers and for PWR main pumps should be similar: about 15-35 kW per MWe generated power.

*Control rod shut-down systems:* An HTR-PM plant relies on continuous fuel charging/discharging to maintain core criticality. The shut-down system is used for power regulation and reactor shutdown. The temperature difference between shutdown condition and operating conditions is large, which - in combination with the very strong negative temperature coefficient of reactivity - means that more reactivity has to be compensated for. Thus, the advantages of

- (1) continuous fuel charging,
- (2) very high reactor exit temperatures and
- (3) a favorable negative temperature coefficient have to be paid for. Nevertheless, the number of control rod systems should be similar for an HTR-PM and for a PWR of equal power output.

The costs for primary pipelines and pressurizer in PWR can be mostly avoided for HTR-PM plants.

By summing up the above analyses, in principle it is found that for a well-designed HTR-PM, the capital cost of the other NSSS components has no great difference from PWR. The cost of these components depends more or less only on the plant power.

der geringen Heliumdichte kann durch die zulässige große Temperaturdifferenz weitgehend kompensiert werden. Die spezifische Motorleistung für HTR-PM-Heliumgebläse und für DWR-Hauptpumpen sollte ähnlich sein: etwa 15-35 kW pro MWe erzeugter Leistung.

*Abschaltung-Systeme der Steuerstäbe:* Eine HTR-PM-Anlage ist zur Aufrechterhaltung der Kritikalität des Kerns auf eine kontinuierliche Be- und Entladung des Brennstoffs angewiesen. Das Abschaltssystem wird zur Leistungsregelung und zum Abschalten des Reaktors verwendet. Der Temperaturunterschied zwischen Abschalt- und Betriebsbedingungen ist groß, was - in Kombination mit dem sehr starken negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität - bedeutet, dass mehr Reaktivität kompensiert werden muss. Daher sind die Vorteile von

- (1) kontinuierliche Brennstoffbeschickung,
- (2) sehr hohen Reaktorausstrittstemperaturen und
- (3) eines günstigen negativen Temperaturkoeffizienten erkaufte werden müssen. Dennoch sollte die Anzahl der Steuerstabsysteme für einen HTR-PM und für einen DWR gleicher Leistung ähnlich sein.

Die Kosten für Primärleitungen und Druckhalterung im DWR können bei HTR-PM-Anlagen weitgehend vermieden werden.

Zusammengefasst zeigen die obigen Analysen, dass sich die Kapitalkosten für einen gut konzipierten HTR-PM in Bezug auf die anderen Komponenten des NSSS nicht wesentlich vom DWR unterscheiden. Die Kosten für diese Komponenten hängen mehr oder weniger nur von der Leistung der Anlage ab.

#### 4.2.3. Reactor auxiliary systems

There are about 40-50 auxiliary systems for a second generation PWR, and 60-70 nuclear grade pumps and blowers. One knows from HTR-PM practice that these plants need less than 10 auxiliary systems, while, in addition, the pumps and blowers are non-nuclear grade. As far as the third generation evolutionary PWR is concerned, its redundancy degree is increased and the number of the above systems and components is increased further.

#### 4.2.4. I&C and electrical systems

The needed capacity of an HTR-PM emergency power supply system is very small, and the allowed start-up time of the system is much longer (many hours versus less than 1 min). As the number of reactor auxiliary sys-

#### 4.2.3. Hilfssysteme des Reaktors

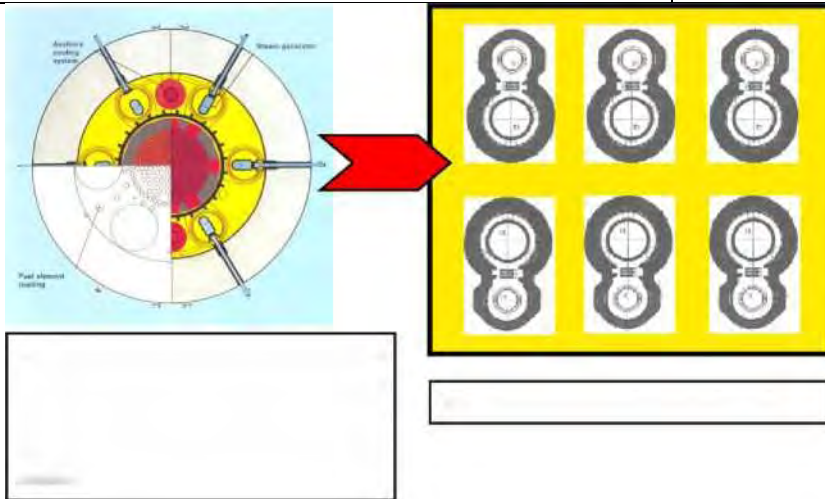
Für einen DWR der zweiten Generation gibt es etwa 40-50 Hilfssysteme und 60-70 Pumpen und Gebläse nuklearer Qualität. Aus der Praxis des HTR-PM weiß man, dass diese Anlagen weniger als 10 Hilfssysteme benötigen, wobei die Pumpen und Gebläse nicht nuklearer Qualität sind. Bei der dritten Generation des evolutionären DWR wird der Redundanzgrad erhöht und die Anzahl der oben genannten Systeme und Komponenten weiter gesteigert.

#### 4.2.2. Leittechnik und elektrische Systeme

Die erforderliche Kapazität eines HTR-PM-Notstromversorgungssystems ist sehr gering, und die zulässige Anlaufzeit des Systems ist viel länger (viele Stunden gegenüber weniger als 1 Minute). Mit der

tems is decreased, I&C equipment also becomes significantly less.

Verringerung der Anzahl der Reaktorhilfssysteme wird auch die Anzahl der leittechnischen Einrichtungen deutlich geringer.



The HTR after modularization, doesn't need ECCS.

Early German HTR-500 (500MWe), needs emergency core cooling system. Systems which have been modularized: system generator, helium blower, fuel handling system. Not modularized yet: RPV and reactor internals,

Fig. 8. Comparisons of a traditional HTGR and modern MHTGR designs.

Nach der Modularisierung benötigt der HTR kein ECCS.

Der frühe deutsche HTR-500 (500MWe) benötigte ein Core-Notkühlsystem. Bereits modularisierte Systeme: Systemgenerator, Heliumgebläse, Brennstoffhandhabungssystem. Noch nicht modularisiert: RDB und Reaktoreinbauten,

Abb. 8. Vergleiche zwischen einem traditionellen HTGR und modernen MHTGR-Konstruktionen.

Fig. 8 shows a comparison of a traditional pebble-bed HTGR and a modular HTGR. The graph on the left is the HTR-500 designed by ABB-HRB Company in the early 1980s. Its electric power is 500 MW with 6 steam generators and 6 blowers. The reactor has a pebble-bed core and the whole primary system is installed in one pre-stressed concrete pressure vessel. In this reactor, steam generators, blowers, fuel elements and control rods have already been modularized, while the reactor core and the pressure vessel are not. As the reactor core is rather large, it is impossible to limit - by passive means only - the highest attainable fuel elements temperature below 1600 °C. Without an active system of decay heat removal the maximum fuel element temperatures would reach more than 3000 °C even for a loss of coolant/depressurization accident. Clearly, the coated fuel particles would lose their capabilities of retaining all radioactive fission products. Therefore, this type of reactors needs an elaborate emergency core cooling system. The right chart depicts a

Abb. 8 zeigt einen Vergleich zwischen einem traditionellen Kugelhaufen-HTGR und einem modularen HTGR. Das Diagramm auf der linken Seite zeigt den HTR-500, der von der Firma ABB-HRB in den frühen 1980er Jahren entwickelt wurde. Seine elektrische Leistung beträgt 500 MW mit 6 Dampferzeugern und 6 Gebläsen. Der Reaktor hat einen Kugelhaufen-Kern und das gesamte Primärsystem ist in einem Druckbehälter aus Spannbeton untergebracht. Bei diesem Reaktor sind die Dampferzeuger, Gebläse, Brennelemente und Steuerstäbe bereits modularisiert, der Reaktorkern und der Druckbehälter jedoch nicht. Da der Reaktorkern recht groß ist, ist es unmöglich, die maximal erreichbare Brennelementtemperatur durch ausschließlich passive Maßnahmen unter 1600 °C zu begrenzen. Ohne ein aktives System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme würden die maximalen Brennelementtemperaturen selbst bei einem Kühlmittelverlust/Unfall mit Druckentlastung mehr als 3000 °C erreichen. Die umhüllten Brennelemente würden eindeutig ihre Fähigkeit verlieren, alle radioaktiven Spaltprodukte zurückzuhalten. Daher ist

module MHTGR plant. In a simplified way one could imagine to just divide the reactor core in the left chart into 6 parts, which then forms 6 modules with each module consisting of one reactor core plus one steam generator and plus one helium blower, thus ensuring the inherent safety features and becoming a multiple module MHTGR plant. One clearly realizes that most equipments of an HTGR have already been modularized.

Hence, the major focus of designing an MHTGR is to modularize the RPV and the reactor internals. We can find the similar situation in PWRs, where the steam generators, the main coolant pumps, the fuel elements and the control rods have also been modularized, while the RPV and the core internals have not. There is no significant plant capital costs difference between a Westinghouse 3 x 300 MWe steam generator PWR and an ABB-CE 2 x 500 MWe steam generator PWR.

In conclusion, the key issue of HTR-PM economics is whether the increased costs of RPVs and reactor internals can be made up by factors like system simplification and modularization.

für diese Art von Reaktoren ein ausgeklügeltes Notkühl-system erforderlich. Das rechte Diagramm zeigt eine MHTGR-Anlage mit 6 Modulen. Vereinfacht könnte man sich vorstellen, den Reaktorkern in der linken Grafik einfach in sechs Teile zu unterteilen, die dann sechs Module bilden, wobei jedes Modul aus einem Reaktorkern plus einem Dampferzeuger und einem Heliumgebläse besteht, wodurch die inhärenten Sicherheitsmerkmale gewährleistet sind und eine MHTGR-Anlage mit mehreren Modulen entsteht. Man erkennt deutlich, dass die meisten Ausrüstungen eines HTGR bereits modularisiert wurden.

Das Hauptaugenmerk bei der Entwicklung eines MHTGR liegt daher auf der Modularisierung des RDB und der Reaktoreinbauten. Ähnlich verhält es sich bei Druckwasserreaktoren, bei denen die Dampferzeuger, die Hauptkühlmittelpumpen, die Brennelemente und die Steuerstäbe ebenfalls modularisiert wurden, der RDB und die Kerneinbauten jedoch nicht. Zwischen einem Westinghouse-DWR mit 3 x 300 MWe-Dampferzeugern und einem ABB-CE-DWR mit 2 x 500 MWe-Dampferzeugern gibt es keine nennenswerten Unterschiede bei den Anlagenkapitalkosten.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Schlüsselfrage der Wirtschaftlichkeit von HTR-PM darin besteht, ob die höheren Kosten für RDB und Reaktoreinbauten durch Faktoren wie Systemvereinfachung und Modularisierung ausgeglichen werden können.

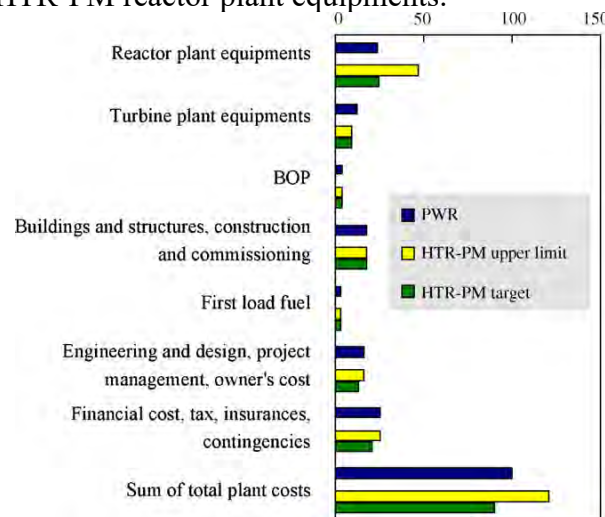
4.3. Capital cost estimates of HTR-PM reactor plant equipments

Fig. 9 shows capital cost estimates of PWR and HTR-PM reactor plant equipments. The first column refers to the capital costs of a PWR plant. It has a capacity of 2 x 1000 MWe and is a mature Nth-of-a-kind design. The total costs of all the PWR reactor plant equipments are normalized to 100. The second column refers to the capital costs of a first-of-its-kind HTR-PM demonstration plant with a capacity of 200 MWe (1 x 458 MWth). The given values are based on the results of enquiries conducted for in the HTR-PM preliminary design. The cost data of this column are original given in Chinese currency and converted to the same unit of PWR costs which is given in the first column. The values given in the third column indicate the upper limit estimate, which is simply 10 times the value of the second column. The cost reductions due to sharing the systems in a 10 NSSS module plant and the mass production are not taken into account. The fourth column shows the estimates of an HTR-PM target plant, which is a 2 x 1000 MWe Nth-of-a-kind plant, i.e. sharing the systems in the plant and considering cost reductions due to experience and due to mass production. The costs shown in these columns are also of the same unit as the first column.

4.3. Schätzungen der Kapitalkosten für die Ausrüstung der HTR-PM-Reaktoranlage

Abb. 9 zeigt die geschätzten Kapitalkosten für die Ausrüstungen von DWR- und HTR-PM-Reaktoranlagen. Die erste Spalte bezieht sich auf die Kapitalkosten für ein DWR-Kraftwerk. Es hat eine Kapazität von 2 x 1000 MWe und ist ein ausgereiftes NOAK-Design. Die Gesamtkosten aller Ausrüstungen der DWR-Reaktoranlage sind auf 100 normiert. Die zweite Spalte bezieht sich auf die Kapitalkosten einer erstmaligen HTR-PM-Demonstrationsanlage mit einer Kapazität von 200 MWe (1 x 458 MWth). Die angegebenen Werte beruhen auf den Ergebnissen der im Rahmen der HTR-PM-Vorplanung durchgeführten Untersuchungen. Die Kostendaten dieser Spalte sind ursprünglich in chinesischer Währung angegeben und in die gleiche Einheit der DWR-Kosten umgerechnet, die in der ersten Spalte angegeben ist. Die Werte in der dritten Spalte geben die Obergrenze der Schätzung an, die einfach das Zehnfache des Wertes in der zweiten Spalte beträgt. Die Kostensenkungen aufgrund der gemeinsamen Nutzung der Systeme in einer Anlage mit 10 NSSS-Modulen und der Massenproduktion sind nicht berücksichtigt. Die vierte Spalte zeigt die Schätzungen für eine HTR-PM-Zielanlage, d.h. eine 2 x 1000 MWe Nth-of-a-kind-Anlage, d.h. gemeinsame Nutzung der Systeme in der Anlage und Berücksichtigung von Kostensenkungen aufgrund von Erfahrung und Massenproduktion. Die in diesen Spalten angegebenen Kosten sind ebenfalls dieselbe Einheit wie in der ersten Spalte.

Fig. 9. Capital cost estimates of HTR-PM reactor plant equipments.



RPVs and reactor internals:  
An HTR-PM has much higher RPV and reactor internals

RDBs and Reaktoreinbauten:  
Ein HTR-PM hat wesentlich höhere Kosten für RDB und Reaktoreinbauten. In der Schätzung der Zielanlage



costs. The target plant-estimate assumes a 30% cost reduction due to mass production.

*Other NSSS components:* An HTR-PM should have similar 'other NSSS component costs' as a PWR. The upper limit gives about twice the cost-estimates compared with PWRs. However, for the target plant these costs should approach to the same level as for PWRs.

*Reactor auxiliary systems:*

Even a first-of-a-kind HTR-PM still has less reactor auxiliary system costs than a mature PWR. We expect this value to be reduced to an even smaller value when systems like, e.g., the helium purification system, etc., are shared for all the different NSSS modules, and when considering mass production and gained experience.

*Fuel handling system and storage:*

An HTR-PM plant has still higher fuel handling and storage costs since there exists fewer experience for the on-lined refueling machine. However, it is expected that - with gaining experience - these costs will be reduced considerably for the *N*th-of-a-kind (NOAK) plant.

*Other components in reactor plant:*

Not a significant issue.

#### **In summary,**

an HTR-PM upper cost estimate for reactor plant equipments is found to be a factor two compared to the costs of reactor plant equipments for PWRs. This is mostly due to the higher costs of RPVs and reactor internals. However, it has to be noted again that here we compare a mature PWR with cost estimates obtained for a first-of-its-kind (FOAK) HTR-PM. As explained above, we estimate the target cost for a *N*th-of-a-kind HTR-PM plant to be at least quite similar to PWRs.

#### *4.4. Capital cost estimates of HTR-PM plants*

Fig. 10 gives capital cost estimates of HTR-PM plants. The meanings of the different columns are the same as in Fig. 9. The total plant cost of a PWR is also normalized to 100 and the other data are also, as explained above, converted to the real investment currency relationship.

*Reactor plant equipments:*

As shown in Fig. 9, an HTR-PM upper limit for plant equipment costs is shown to be twice of those for the equipment costs for a PWR of the same power rating. The HTR-PM target plant is expected to exhibit similar costs. However, the costs for reactor plant equipments, e.g., for PWRs, accounts only to about 23% of the total plant capital cost.

*Turbine plant equipments:*

wird von einer Kostensenkung von 30 % aufgrund der Massenproduktion ausgegangen.

*Andere NSSS-Komponenten:* Ein HTR-PM sollte ähnliche Kosten für andere NSSS-Komponenten haben wie ein DWR. Die Obergrenze ergibt etwa das Doppelte der Kostenschätzungen im Vergleich zu DWR. Bei der Zielanlage sollten sich diese Kosten jedoch dem Niveau von DWR annähern.

*Hilfssysteme des Reaktors:*

Selbst bei einem neuartigen HTR-PM sind die Kosten für die Reaktorhilfssysteme immer noch geringer als bei einem ausgereiften DWR. Wir gehen davon aus, dass dieser Wert sogar noch geringer ausfallen wird, wenn Systeme wie z. B. das Heliumreinigungssystem usw. für alle verschiedenen NSSS-Module gemeinsam genutzt werden und wenn man die Massenproduktion und die gewonnenen Erfahrungen berücksichtigt.

*Brennstoffhandhabungssystem und -lagerung:*

Bei einer HTR-PM-Anlage sind die Kosten für die Brennstoffhandhabung und -lagerung noch höher, da es weniger Erfahrungen mit der auf dem Boden stehenden Betankungsanlage gibt. Es wird jedoch erwartet, dass diese Kosten mit zunehmender Erfahrung für die NOAK-Anlage erheblich gesenkt werden können.

*Andere Komponenten in der Reaktoranlage:*

Kein wesentliches Thema.

**Zusammengefasst,**

wird festgestellt, dass eine obere Kostenschätzung für HTR-PM-Ausrüstungen im Vergleich zu den Kosten für Reaktorausrüstungen für DWR um den Faktor zwei höher liegt. Dies ist hauptsächlich auf die höheren Kosten für RDB und Reaktoreinbauten zurückzuführen. Es muss jedoch nochmals darauf hingewiesen werden, dass wir hier einen ausgereiften DWR mit den Kostenschätzungen für einen HTR-PM der ersten Generation (FOAK) vergleichen. Wie oben erläutert, schätzen wir die Zielkosten für eine NOAK HTR-PM-Anlage als zumindest recht ähnlich zu DWR ein.

#### *4.4. Schätzungen der Kapitalkosten von HTR-PM-Anlagen*

Abb. 10 zeigt die geschätzten Kapitalkosten von HTR-PM-Anlagen. Die Bedeutung der einzelnen Spalten ist die gleiche wie in Abb. 9. Die Gesamtkosten einer DWR-Anlage sind ebenfalls auf 100 normiert, und auch die anderen Daten sind, wie oben erläutert, in die reale Investitionswährungsbeziehung umgerechnet.

**Ausrüstungen der Reaktoranlage:**

Wie Abb. 9 zeigt, ist eine HTR-PM-Obergrenze für die Ausrüstungskosten der Anlage doppelt so hoch wie die Ausrüstungskosten für einen DWR derselben Leistungs-

An HTR-PM plant shows about a 25% reduction in turbine plant equipments compared to a PWR. An HTR-PM can use conventional turbine-generators with high pressure super-heated steam and achieves a much higher efficiency. According to the quotations obtained for the 200 MWe HTR-PM demonstration plant, the specific costs of the HTR-PM turbine plant equipments are about 75% of those valid for a PWR plant. Further cost reduction is expected when a larger turbine-generator is needed for a larger multiple NSSS module plant. The estimation of 75% should be conservative.

*BOP*: No significant difference.

*Buildings and structures, construction and commissioning*: No significant difference, so far. It should be noted, however, that any cost reduction of the simple containment or confinement structure needed for an HTR-PM plant has not yet been taken into account.

stufe. Es wird erwartet, dass die HTR-PM-Zielanlage ähnliche Kosten aufweist. Allerdings machen die Kosten für Reaktorausrüstungen, z. B. für DWR, nur etwa 23 % der gesamten Anlagenkapitalkosten aus.

#### **Ausrüstungen der Turbinenanlage:**

Bei einer HTR-PM-Anlage sind die Kosten für die Turbinenausrüstung im Vergleich zu einem DWR um etwa 25 % geringer. Ein HTR-PM kann konventionelle Turbinen-Generatoren mit überhitztem Hochdruckdampf verwenden und erreicht einen wesentlich höheren Wirkungsgrad. Nach den für die 200-MWe-HTR-PM-Demonstrationsanlage eingeholten Angeboten liegen die spezifischen Kosten für die HTR-PM-Turbinenanlage bei etwa 75 % der für eine DWR-Anlage geltenden Kosten. Eine weitere Kostensenkung ist zu erwarten, wenn ein größerer Turbinengenerator für eine größere Anlage mit mehreren NSSS-Modulen benötigt wird. Die Schätzung von 75 % dürfte konservativ sein.

*BOP*: Kein signifikanter Unterschied.

*Gebäude und Strukturen, Bau und Inbetriebnahme*: Kein signifikanter Unterschied, bis jetzt. Es ist jedoch anzumerken, dass eine eventuelle Kostenreduzierung der einfachen Containment- oder Confinement-Struktur, die für eine HTR-PM-Anlage benötigt wird, noch nicht berücksichtigt wurde.

#### *First load fuel:*

No significant difference.

*Engineering and design, project management, owner's cost*:

The modularization of an HTR-PM plant should show a reduction in these items. As an upper limit for an HTR-PM plant here we assume the same value as for PWRs; for the HTR-PM target plant we consider a reduction of 20%.

*Financial cost, tax, insurances, contingencies*:

Less construction time and modularization should reduce the HTR-PM's costs. We assume an HTR-PM upper limit to have the same value as the value valid for a PWR, the target plant is expected to have a reduction of 20%.

Licensing approaches and roles in HTR-PM demonstration project are similar to those of PWRs, as we infer from our licensing experience of the HTR-10 project. If, however, the licensing and regulatory commissions will give credit to the inherent safety features by granting, e.g., lower equipment classification or even account for a very much reduced emergency preparedness of an HTR-PM, then the total plant costs are expected to decrease further.

Under the above assumptions, it is found that the maximum costs of an HTR-PM plant will not exceed the

#### *Erste Ladung Brennstoff:*

Kein signifikanter Unterschied.

*Engineering und Design, Projektmanagement, Kosten für den Eigentümer:*

Die Modularisierung einer HTR-PM-Anlage sollte zu einer Reduzierung dieser Positionen führen. Als Obergrenze für eine HTR-PM-Anlage nehmen wir hier den gleichen Wert an wie für DWR; für die HTR-PM-Zielanlage gehen wir von einer Reduzierung um 20% aus.

*Finanzielle Kosten, Steuern, Versicherungen, Unvorhergesehenes:*

Eine kürzere Bauzeit und die Modularisierung sollten die Kosten des HTR-PM senken. Wir gehen davon aus, dass die Obergrenze für den HTR-PM denselben Wert hat wie für einen DWR, für die Zielanlage wird eine Reduzierung um 20 % erwartet.

Wie wir aus unseren Erfahrungen mit der Genehmigung des HTR-10-Projekts schließen, sind die Genehmigungsansätze und die Aufgaben im HTR-PM-Demonstrationsprojekt ähnlich wie bei den DWRs. Wenn jedoch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden den inhärenten Sicherheitsmerkmalen Rechnung tragen, indem sie z. B. eine niedrigere Geräteklassifizierung gewähren oder sogar eine sehr viel geringere Notfallbereitschaft eines HTR-PM berücksichtigen, dürften die Gesamtkosten der Anlage weiter sinken.

costs of an equivalent PWR by more than 20%. The fact that the RPV and reactor internals accounts only for about 2% of the total plant costs greatly reduces the influence of the specific modular designs of an HTR-PM. Therefore, we even expect the costs of an HTR-PM target plant to be about 10% less than the costs for an equivalent PWR plant. In conclusion, our estimates show that the capital costs of an NOAK HTR-PM plant with multiple NSSS modules should be in the range of 90-120% of the costs of a PWR. Further reductions are expected to be possible.

The above analysis is based on the data of HTR-PM practice until now. In order to verify the results, the cost data of another PWR plant are used for similar analysis and it is found that the difference between the results of the two analyses is smaller than 2%.

Unter den oben genannten Annahmen wird festgestellt, dass die maximalen Kosten einer HTR-PM-Anlage die Kosten eines äquivalenten DWR um nicht mehr als 20 % übersteigen werden. Die Tatsache, dass der RDB und die Reaktoreinbauten nur etwa 2 % der Gesamtkosten der Anlage ausmachen, verringert den Einfluss der spezifischen modularen Bauweise eines HTR-PM erheblich. Daher erwarten wir sogar, dass die Kosten für eine HTR-PM-Zielanlage etwa 10 % unter den Kosten für eine entsprechende DWR-Anlage liegen werden. Zusammenfassend zeigen unsere Schätzungen, dass die Kapitalkosten einer NOAK-HTR-PM-Anlage mit mehreren NSSS-Modulen im Bereich von 90-120 % der Kosten eines DWR liegen dürften. Weitere Kostensenkungen dürften möglich sein.

Die obige Analyse basiert auf den Daten der bisherigen HTR-PM-Praxis. Um die Ergebnisse zu überprüfen, wurden die Kostendaten einer anderen DWR-Anlage für eine ähnliche Analyse verwendet, und es wurde festgestellt, dass der Unterschied zwischen den Ergebnissen der beiden Analysen weniger als 2 % beträgt.

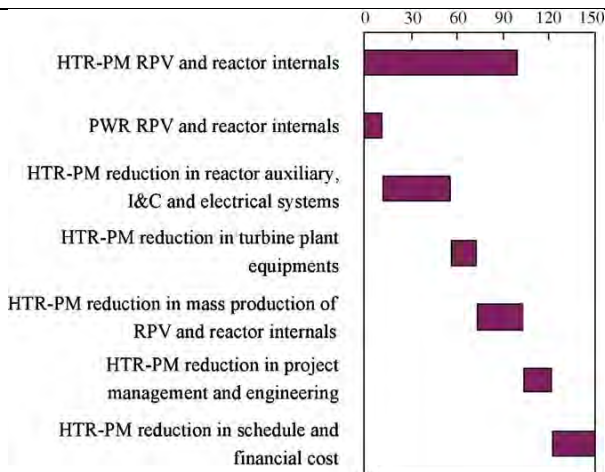


Fig. 11. Cost compensation of HTR-PM RPV and reactor internals.

Fig. 11 tabulates shortly our reasoning why we believe that high RPV and reactor internals costs of an HTR-PM can be more than compensated.

HTR-PM RPVs and reactor internals costs are about 8 times of those costs for an equivalent PWR plant. However, the fact that PWR RPV and reactor internals costs contribute to only 2% of the total plant costs limits the cost increase effects of a multitude of RPVs. As indicated in the figure, HTR-PM reduction in reactor auxiliary systems, I&C and electrical systems compensate about 50% of the increase; HTR-PM reduction in turbine plant equipment, mass production of RPVs and reactor internals compensate additionally 40%; reduction in project management and engineering, schedule and financial cost

Abb. 11 zeigt kurz unsere Argumentation, warum wir glauben, dass die hohen Kosten für RDB und Reaktoreinbauten eines HTR-PM mehr als kompensiert werden können.

Die Kosten für RDB und Reaktoreinbauten eines HTR-PM sind etwa achtmal so hoch wie die Kosten für eine entsprechende DWR-Anlage. Die Tatsache, dass die Kosten für RDB und Reaktoreinbauten in einem DWR nur 2 % der Gesamtkosten der Anlage ausmachen, begrenzt jedoch die kostensteigernden Auswirkungen einer Vielzahl von RDB. Wie aus der Abbildung hervorgeht, kompensieren HTR-PM-Reduzierungen bei den Reaktorhilfssystemen, der Leittechnik und den elektrischen Systemen etwa 50 % des Kostenanstiegs; HTR-PM-Reduzierungen bei

would decrease the cost once again by 50%.

From the above analyses, the following four routes for attaining economical viability with MHTGRs are straight-forward:

- Combine multiple NSSS modules to one turbine-generator in one plant to achieve a large plant capacity.
- Reduce the costs of RPVs and reactor internals by mass production.
- Share the auxiliary systems as much as possible in one plant.
- Reduce the workload in engineering and project management and shorten construction schedule by making use of modularization and inherent safety characteristics.

der Turbinenanlage, der Massenproduktion von RDBs und Reaktoreinbauten kompensieren zusätzlich 40 %; Reduzierungen beim Projektmanagement und bei den technischen, terminlichen und finanziellen Kosten würden die Kosten nochmals um 50 % senken.

Aus den obigen Analysen ergeben sich die folgenden vier Wege zur Erreichung der Wirtschaftlichkeit mit MHTGRs:

- Kombination mehrerer NSSS-Module mit einem Turbinen-Generator in einer Anlage, um eine große Anlagenkapazität zu erreichen.
- Reduzierung der Kosten für RDBs und Reaktoreinbauten durch Massenproduktion.
- Gemeinsame Nutzung der Hilfssysteme in einer Anlage so weit wie möglich.
- Verringerung des Arbeitsaufwands in den Bereichen Engineering und Projektmanagement und Verkürzung der Bauzeit durch Nutzung der Modularisierung und der inhärenten Sicherheitsmerkmale.

The above statement is still a hypotheses - albeit a very convincing one - that has yet to be proved. To prove this firm expectation is the main aim of the Chinese HTR-PM project.

#### 4.5. Comparison of two HTR-PM designs

Table 3 shows a comparison between two reactor designs for the HTR-PM project:

- (1) a two zone reactor of 458 MW<sub>th</sub> (1 x 458 MW<sub>th</sub>), and
- (2) two reactors of 250 MW<sub>th</sub> each of one-zone design.

To our own surprise we found that cost reduction for the 1 x 458 MW concept is not as high as originally expected. The reasons are as follows:

- (1) In order to reduce the flow resistance of helium, the primary pressure of the 458 MW reactor - having a larger diameter - amounts to 9.0 MPa, while the 250 MW reactor - having a smaller diameter - needs only 7.0 MPa. Therefore, the total weight of the two pressure boundary components of the 2 x 250 MW reactors is only 14% higher than the weight of the pressure boundary components of the 458 MW design.
- (2) The 458 MW design requires 3 sets of fuel discharge systems.
- (3) Considering the necessary replacement of the graphite central reflector of the 458 MW<sub>th</sub> plant, this reactor building is higher and larger.

In the end, the equipment costs for the 2 x 250 MW<sub>th</sub> reactor demonstration plant will increase by 15%, the total plant cost by 10%, while the power capacity is even

Die obige Aussage ist immer noch eine - wenn auch sehr überzeugende - Hypothese, die erst noch bewiesen werden muss. Diese feste Erwartung zu beweisen, ist das Hauptziel des chinesischen HTR-PM-Projekts.

#### 1.1. Vergleich von zwei HTR-PM-Konzepten

Tabelle 3 zeigt einen Vergleich zwischen zwei Reaktorkonzepten für das HTR-PM-Projekt:

- (1) ein Zwei-Zonen-Reaktor mit 458 MW<sub>th</sub> (1 x 458 MW<sub>th</sub>) und
- (2) zwei Reaktoren mit je 250 MW<sub>th</sub> in Ein-Zonen-Ausführung.

Zu unserer eigenen Überraschung haben wir festgestellt, dass die Kostenreduzierung für das 1 x 458-MW-Konzept nicht so hoch ist wie ursprünglich erwartet. Die Gründe dafür sind wie folgt:

- (1) Um den Strömungswiderstand des Heliums zu verringern, beträgt der Primärdruck des 458-MW-Reaktors - mit größerem Durchmesser - 9,0 MPa, während der 250-MW-Reaktor - mit kleinerem Durchmesser - nur 7,0 MPa benötigt. Daher ist das Gesamtgewicht der beiden Druckbegrenzungskomponenten der 2 x 250-MW-Reaktoren nur 14 % höher als das Gewicht der Druckbegrenzungskomponenten der 458-MW-Ausführung.

(2) Die 458-MW-Auslegung erfordert 3 Sätze von Brennelementabwurfsystemen.

(3) Berücksichtigt man den notwendigen Ersatz des Graphit-Zentralreflektors der 458-MW-Anlage, so ist dieses Reaktorgebäude höher und größer.

Letztendlich werden die Ausrüstungskosten für die 2 x

increased by 5%. Overall, 5% more specific costs are estimated for the 2 x 250 MW HTR- PM demonstration plant.

According to the analysis in this paper, the cost difference of the future Nth-of-a-kind multiple NSSS Modules HTR-PM plant is also limited and will be less than 5%. Considering the technical uncertainties of the 458 MWth two-zone design discussed in this paper, the 2 x 250 MW design seems to be more attractive.

250 MWth Reaktor-Demonstrationsanlage um 15% steigen, die Gesamtkosten der Anlage um 10%, während die Leistung sogar um 5% erhöht wird. Insgesamt werden für die 2 x 250-MW-HTR-PM-Demonstrationsanlage 5% mehr spezifische Kosten veranschlagt.

Nach der Analyse in diesem Papier ist der Kostenunterschied bei der künftigen HTR-PM-Anlage mit mehreren NSSS-Modulen ebenfalls begrenzt und wird weniger als 5 % betragen. In Anbetracht der technischen Unwägbarkeiten des in diesem Papier diskutierten 458-MW-Zweizonen-Designs scheint das 2 x 250-MW-Design attraktiver zu sein.

Table 3 458 MW and 2 x 250 MW HTR-PM designs

	458 MW	2 x 250 MW
RPV weight	1	2 x 0.57
Graphite weight	1	2 x 0.60
Metallic reactor internals weight	1	2 x 0.86
Blower power	1	2 x 0.57
Control rods	24	2x10
Small absorption sphere systems	8	2 x 20
Fuel discharging systems	3	2
Volume of the reactor plant building	1	0.96
Reactor protection systems	1	2
Main control room	1	1
Helium purification systems	2 x 100%	2 x 100%
Fresh fuel and spent fuel systems	1 x 100%	1 x 100%
Emergency electrical systems	2 x 100%	2 x 100%

Tabelle 3: 458-MW- und 2 x 250-MW-HTR-PM-Konzepte

458 MW 2 x 250 MW

RDB-Gewicht 1 2 x 0,57

Gewicht des Graphits 1 2 x 0,60

Gewicht der metallischen Reaktoreinbauten 1 2 x 0,86

Gebläseleistung 1 2 x 0,57

Steuerstäbe 24 2x10

Kleine Absorptionskugelsysteme 8 2 x 20

Brennstoffaustragssysteme 3 2

Volumen des Reaktorgebäudes 1 0,96

Reaktorschutzsysteme 1 2

Hauptkontrollraum 1 1

Helium-Reinigungssysteme 2 x 100% 2 x 100%

Systeme für frische und abgebrannte Brennelemente 1 x 100% 1 x 100%

Elektrische Notstromsysteme 2 x 100% 2 x 100%

#### 4.6. Power generation costs

The HTR-PM plant adopts the mode of continuous fuel loading and discharging. This could eventually lead to a 10% higher load factor. For a small pebble fuel production needed, HTR- PM fuel costs could be higher than fueling costs for the current PWRs. However, if a further increase in fuel burn-up is achievable and a large-scale commercial fuel production is demanded, it is believed to be certain that the fuel costs of HTR-PM plants will reach the PWR level.

#### 4.7. Power plants of small-scale

In the above analysis, it is assumed that HTR-PM plants and PWR plants have equal electrical power output. However, for plants of small-scales, specific costs would increase due to infrastructure building at site, workload of engineering and project management and other factors. Nevertheless, modularization of HTR-PM plants tends to bring benefits in terms of cost reduction when down scaling seems to be desirable. Smaller HTR-PM plants with a fewer number of modules would cost less than PWR plants of similar capacity.

#### 4.6. Kosten der Stromerzeugung

Die HTR-PM-Anlage arbeitet nach dem Prinzip der kontinuierlichen Be- und Entladung des Brennstoffs. Dies könnte zu einem 10 % höheren Lastfaktor führen. Bei einer geringen erforderlichen Kugelbrennstoffproduktion könnten die HTR-PM-Brennstoffkosten höher sein als die Brennstoffkosten für die derzeitigen DWR. Wenn jedoch eine weitere Steigerung des Brennstoffabbrands möglich ist und eine großtechnische Brennstoffproduktion gefordert wird, gilt es als sicher, dass die Brennstoffkosten von HTR-PM-Anlagen das Niveau von DWR erreichen werden.

#### 4.7. Kraftwerke im kleinen Maßstab

In der obigen Analyse wird davon ausgegangen, dass HTR-PM-Kraftwerke und DWR-Kraftwerke die gleiche elektrische Leistung erbringen. Bei kleinen Kraftwerken würden jedoch die spezifischen Kosten aufgrund des Aufbaus der Infrastruktur am Standort, des Arbeitsaufwands für das Engineering und das Projektmanagement sowie anderer Faktoren steigen. Nichtsdestotrotz bringt die Modularisierung von HTR-PM-Anlagen tendenziell Vorteile in Bezug auf die Kostensenkung, wenn eine Verkleinerung wünschenswert erscheint. Kleinere HTR-PM-Anlagen mit einer geringeren Anzahl von Modulen würden weniger kosten als DWR-Anlagen mit ähnlicher Kapazität.

### 5. Conclusions

This paper analyzes the capital costs for MHTGR plants and PWR plants based on the same plant capacities. The following are the main conclusions:

- (1) The costs for the reactor pressure vessel and reactor internals of PWRs account for only 2% of the total plant costs, so that increases in these costs have limited influence.
- (2) The main difference between the costs of an HTR-PM power plant and a PWR power plant is that the costs of RPVs and reactor internals increase significantly with an HTR- PM. About 50% of this increase could be compensated by simplification of the systems. The rest is expected to be compensated by the cost reduction of the turbine plant equipments, by benefits of modularization and by a shorter construction schedule as well as by less workload of design and engineering services.
- (3) Our estimates show that the capital costs of an *N*th-of-

### 5. Schlussfolgerungen

In diesem Papier werden die Kapitalkosten für MHTGR-Anlagen und DWR-Anlagen auf der Grundlage der gleichen Anlagenkapazitäten analysiert. Die wichtigsten Schlussfolgerungen sind die folgenden:

- (1) Die Kosten für den Reaktordruckbehälter und die Reaktoreinbauten machen bei DWR nur 2 % der gesamten Anlagenkosten aus, so dass Erhöhungen dieser Kosten nur einen begrenzten Einfluss haben.
- (2) Der Hauptunterschied zwischen den Kosten eines HTR-PM-Kraftwerks und eines DWR-Kraftwerks besteht darin, dass die Kosten für RDB und Reaktoreinbauten bei einem HTR-PM erheblich steigen. Etwa 50 % dieses Anstiegs könnten durch eine Vereinfachung der Systeme kompensiert werden. Der Rest dürfte durch die Kostensenkung bei der Ausrüstung der Turbinenanlage, durch die Vorteile

<p>a-kind HTR-PM plant with multiple NSSS modules should be in the range of 90-120% of the costs of a PWR. Further reductions are expected to be possible.</p> <p>(4) The routes for attaining economical viability with MHTGRs are straight-forward: adopt multiple NSSS modules and one turbine-generator for one plant to achieve large capacity; reduce the costs of RPVs and reactor internals through mass production; share the auxiliary systems as much as possible in one plant; reduce the workload of design and engineering management; shorten construction schedule by making use of modularization and inherent safety characteristics.</p> <p>(5) It is estimated that the specific costs of a ready-to-build 2 x 250MWth modular plant will be only 5% higher than the specific costs of one 458 MWth plant. When considering the technical uncertainties of the latter, a 2 x 250 MW<sub>th</sub> modular plant seems to be more attractive.</p>	<p>der Modularisierung und durch einen kürzeren Bauzeitplan sowie durch eine geringere Arbeitsbelastung bei der Planung und den Ingenieurleistungen ausgeglichen werden.</p> <p>(3) Unsere Schätzungen zeigen, dass die Kapitalkosten einer Nth-of-a-kind HTR-PM-Anlage mit mehreren NSSS-Modulen im Bereich von 90-120% der Kosten eines DWR liegen dürften. Es wird erwartet, dass weitere Kostensenkungen möglich sind.</p> <p>(4) Die Wege zur Erreichung der wirtschaftlichen Lebensfähigkeit mit MHTGRs sind einfach: Einsatz mehrerer NSSS-Module und eines Turbinengenerators für eine Anlage, um eine große Kapazität zu erreichen; Senkung der Kosten für RDB und Reaktoreinbauten durch Massenproduktion; gemeinsame Nutzung der Hilfssysteme in einer Anlage so weit wie möglich; Verringerung des Arbeitsaufwands für Konstruktion und technisches Management; Verkürzung des Bauzeitplans durch Nutzung der Modularisierung und der inhärenten Sicherheitsmerkmale.</p> <p>(5) Es wird geschätzt, dass die spezifischen Kosten einer baureifen modularen Anlage mit 2 x 250 MW<sub>th</sub> nur 5 % über den spezifischen Kosten einer Anlage mit 458 MW<sub>th</sub> liegen werden. Berücksichtigt man die technischen Unwägbarkeiten der letzteren, so scheint eine modulare 2 x 250 MW<sub>th</sub>-Anlage attraktiver zu sein.</p>
<p>References</p> <p>Kugeler, K., Froehling, W., Investitionskosten von HTR-Modulreaktoren. Atomwirtschaft, Januar1993..</p> <p>GCRA, 1993. Modular High Temperature Gas-cooled Reactor Commercialization and Generation Cost Estimates, DOE-HTGR-90365.</p> <p>Reutler, H., Lohnert, G.H., 1984. Advantages of going modular in HTRs. Nucl. Eng. Des. 78, 129-136.</p> <p>Wallace, E., Matzie, R., Heider, R., Maddalena, J., 2006. From Field to Factory—Taking Advantage of Shop Manufacturing for the Pebble Bed Modular Reactor, HTR 2004. Nucl. Eng. Des. 236/5-6 (March), 445453</p>	<p>Referenzen</p> <p>Kugeler, K., Froehling, W., Investitionskosten von HTR-Modulreaktoren. Atomwirtschaft, Januar 1993.</p> <p>GCRA, 1993. Modular High Temperature Gas-cooled Reactor Commercialization and Generation Cost Estimates, DOE-HTGR-90365.</p> <p>Reutler, H., Lohnert, G.H., 1984. Vorteile einer modularen Bauweise bei HTRs. Nucl. Eng. Des. 78, 129-136.</p> <p>Wallace, E., Matzie, R., Heider, R., Maddalena, J., 2006. From Field to Factory-Taking Advantage of Shop Manufacturing for the Pebble Bed Modular Reactor, HTR 2004. Nucl. Eng. Des. 236/5-6 (März), 445453</p>