

Sat. Mar 26, 2016

Room A

Planning Lecture | Over View Report | Over View Report 1

[OV01] Report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal;

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[OV0101] (1)Keynote Speech

*Hiroyuki Torii¹ (1.New Technology 21)

[OV0102] (2)A precedent of Public Meeting for HLW Disposal Project

*Tomoko Murakami¹ (1.IEE Japan)

[OV0103] (3)Activity of Young Generation in Sweden

*Jun Nishiyama¹ (1.Tokyo Inst. of Technol.)

[OV0104] (4)Study on collaborative deliberation between citizens and experts for policy alternatives of high level radioactive waste management

*Rin Watanabe¹ (1.Univ. of Tokyo)

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network Session | Computational Science and Engineering Division

[TN01]

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[TN0101] (1)Current Status of Code V&V in Reactor Physics

*Masahiro Tatsumi¹ (1.NEL)

[TN0102] (2)Code V&V and Scaling in Thermal-Hydraulics

*Hideo Nakamura¹ (1.JAEA)

[TN0103] (3)Current Status of Code V&V in Various Research Area

*Seiichi Koshizuka¹ (1.Univ. of Tokyo)

Room D

Planning Lecture | Over View Report | Over View Report 2

[OV02] Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[OV0201] (1)Status of the research committee

*Nobuyuki Ueda¹ (1.CRIEPI)

[OV0202] (2)Safety characteristics and safety design of HTGR

*Kazumasa Suyama¹ (1.MHI)

[OV0203] (3)Safety of HTGR fuel

*Masaki Honda¹ (1.NFI)

[OV0204] (4)Safety of graphite components in HTGR

*Eiji Kunimoto¹ (1.TOYOTANSO)

[OV0205] (5)Status of IAEA CRP on HTGR safety design

*Hirofumi Ohashi¹ (1.JAEA)

Room F

Planning Lecture | Over View Report | Over View Report 3

[OV03] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[OV0301] (1)Introduction of the Investigation Committee

*Tadashi Narabayashi¹ (1.Hokkaido Univ.)

[OV0302] (2)On Numerical Models for Mechanical behavior of Rock Mass

*Takashi Kyoya¹ (1.Tohoku Univ.)

[OV0303] (3)Facilitation of cooperative discussion among scientists and engineers to cope with fault rupture hazards

*Kazuo Tani¹ (1.Tokyo Univ. of Marine Science and Technology)

[OV0304] (4)An Interim Report of the Investigation Committee

*Takashi Dodo¹ (1.JANSI)

Room H

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[BC01] Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

Chair: Yoshiyuki Narumiya (Risk Technical Committee, KEPCO)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[BC0101] (1)The significance of the risk assessment for environmental impact

*Akira Yamaguchi¹ (1.Univ. of Tokyo)

[BC0102] (2)Summary of Level 3 PRA standard's update

*Toshimitsu Homma¹ (1.JAEA)

[BC0103] (3)Dispersion and deposition of radioactive materials and evaluation of exposure

*Katsunori Ogura¹ (1.CRIEPI)

[BC0104] (4)Comprehensive discussion

Yoshiyuki Narumiya¹ (1.KEPCO)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network Session | Fusion Engineering Division

[TN03] Development strategy of advanced type liquid breeder blanket in fusion DEMO reactor

Chair: Masatoshi Kondo (Tokyo Tech.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[TN0301] (1)Development of advanced blanket systems in strategy for DEMO

*Teruya Tanaka¹ (1.NIFS)

[TN0302] (2)R&D on long-life liquid blanket in NIFS Fusion Engineering Research Project

*Akio Sagara¹ (1.NIFS)

[TN0303] (3)Present status of R&D on ceramic materials as functional structure of the advanced blanket system

*Takashi Nozawa¹ (1.JAEA)

[TN0304] (4)Discussions

Room N

Planning Lecture | Other Session | JST

[OT01] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[OT0101] (1)Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*Kenichi Sumimoto¹ (1.JST)

[OT0102] (2)Discussion

Planning Lecture | Over View Report | Over View Report 1

[OV01] Report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal;

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[OV0101] (1)Keynote Speech

*Hiroyuki Torii¹ (1.New Technology 21)

[OV0102] (2)A precedent of Public Meeting for HLW Disposal Project

*Tomoko Murakami¹ (1.IEE Japan)

[OV0103] (3)Activity of Young Generation in Sweden

*Jun Nishiyama¹ (1.Tokyo Inst. of Technol.)

[OV0104] (4)Study on collaborative deliberation between citizens and experts for policy alternatives of high level radioactive waste management

*Rin Watanabe¹ (1.Univ. of Tokyo)

総合講演・報告 1 「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之¹, *村上朋子², *西山 潤³, *渡辺 凜⁴¹ NPO テクノ未来塾, ² エネルギー経済研, ³ 東工大, ⁴ 東大院**1. これまでの経緯**

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分とした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セッションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論**2-1. セッションの枠組み**

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

¹ *Hiroyuki Torii¹, Tomoko Murakami², Jun Nishiyama³ and Rin Watanabe⁴

¹New Technology 21., ²IEE Japan, ³Tokyo Tech., ⁴UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に関わる諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に関わる住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

(1) キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に関する説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を人選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手を WNU (World Nuclear University) 夏季研修に派遣する事業(現在は半額補助)を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

(2) 使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

(3) スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

(4) HLW 処分にに関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

総合講演・報告 1 「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之¹, *村上朋子², *西山 潤³, *渡辺 凜⁴¹ NPO テクノ未来塾, ² エネルギー経済研, ³ 東工大, ⁴ 東大院**1. これまでの経緯**

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分とした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セッションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論**2-1. セッションの枠組み**

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

¹ *Hiroyuki Torii¹, Tomoko Murakami², Jun Nishiyama³ and Rin Watanabe⁴

¹New Technology 21., ²IEE Japan, ³Tokyo Tech., ⁴UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に関わる諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に関わる住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

(1) キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に関する説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を人選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手を WNU (World Nuclear University) 夏季研修に派遣する事業(現在は半額補助)を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

(2) 使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

(3) スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

(4) HLW 処分にに関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

総合講演・報告 1 「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之¹, *村上朋子², *西山 潤³, *渡辺 凜⁴¹ NPO テクノ未来塾, ² エネルギー経済研, ³ 東工大, ⁴ 東大院**1. これまでの経緯**

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分とした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セッションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論**2-1. セッションの枠組み**

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

¹ *Hiroyuki Torii¹, Tomoko Murakami², Jun Nishiyama³ and Rin Watanabe⁴¹New Technology 21., ²IEE Japan, ³Tokyo Tech., ⁴UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に係る市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に係る諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に係る住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

(1) キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に係る説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手を WNU (World Nuclear University) 夏季研修に派遣する事業(現在は半額補助)を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

(2) 使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に係る市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

(3) スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

(4) HLW 処分にに関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

総合講演・報告 1 「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告

HLW 処分の社会的合意形成プロセスに関する若手研究者との対話

Dialogue with Young Researchers on Consensus Building Process for HLW Disposal*

*鳥井弘之¹, *村上朋子², *西山 潤³, *渡辺 凜⁴¹ NPO テクノ未来塾, ² エネルギー経済研, ³ 東工大, ⁴ 東大院**1. これまでの経緯**

2011 年 3 月 11 日の原子力災害をきっかけに、わが国の原子力政策の見直しの気運が高まり、全量再処理方針の再検討も議論の俎上にのぼった。また、事故炉の燃料デブリや研究炉燃料など、メインストリームの使用済燃料の扱いについても今後、対処が求められることが浮き彫りとなった。こうした流れの中で、2012 年 6 月の原子力委員会決定、2014 年 4 月閣議決定の「エネルギー基本計画」、2015 年 5 月閣議決定の「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」といった国の重要な政策文書がいずれも、使用済燃料の直接処分についての調査研究の必要性や調査研究の推進を明示することとなった。本委員会はこのような状況を受け、使用済燃料を直接処分とした場合の技術的課題、社会環境へのインパクト、合意形成の道筋等について議論を進めてきた。これらのうち、技術的な課題としては、使用済燃料に含まれるプルトニウムの存在による核不拡散上の課題の重さに関する議論を除けば、超長期にわたる安全性も含めて、ガラス固化体処分と大きな相違はない事が確認されてきた。なお、ここ一年ほどの政府の動きとして、再処理事業の認可法人化等、全量再処理政策の再確認と受け止められる動きもあるものの、上記の通り、最新の政府文書においても直接処分の研究開発や制度面の検討の推進は依然として「必要」との位置づけに変化がないことに留意されたい。

当委員会はこれまで（2016 年 2 月末現在）33 回の委員会を持ち、その成果の一部については 2014 年春の年会から 2015 年秋の年会まで 4 回連続で企画セッションを開催し、世代間倫理の問題や直接処分の核燃料サイクル政策における意義、政治や行政の役割と言ったテーマで議論を進めてきた。また並行して、平成 25 年度における議論をまとめた中間報告書をリリースし、関係者に配布することで、委員会外からのコメントも頂き、さらに議論を進めることができた。現在はこれまでに委員会や企画セッションでなされてきた議論に基づき、中間報告書をベースとした最終報告書の執筆に取り組んでいる。また、昨年 4 月より原子力青年ネットワーク連絡会及び学生連絡会からのオブザーバー参加を求め、より若い世代との意見交換も進めてきており、昨年秋の大会では「若手研究者との対話」と名打って、若手オブザーバー他から当委員会の議論に対する意見を求めた。

2. 2016 年春の年会における議論**2-1. セッションの枠組み**

冒頭、当委員会主査より本セッションの趣旨を中心としてキーノートスピーチを行い、当セッション参加者に対して意識づけを行った上で、当委員会委員から「使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応」と題して、スウェーデンの処分サイトの立地に関わる事業者と地域住民との対話について紹介する。その後、オブザーバー参加している二人の若手研究者から

¹ *Hiroyuki Torii¹, Tomoko Murakami², Jun Nishiyama³ and Rin Watanabe⁴¹New Technology 21., ²IEE Japan, ³Tokyo Tech., ⁴UTokyo Graduate School

YGN 活動を通じて得た「スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介」や自らの研究を進める中で得た「HLW 処分に関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討」に関する知見を紹介してもらい、処分に関わる諸課題への若手研究者の取り組みや、我が国における処分に関わる住民意識を基にした議論を展開する。

本セッションにおいては当委員会主査を中心とする登壇者 4 名からのプレゼンを起点として、座長の進行の下、参加された学会員との意見交換を行い、我が国における処分事業の進め方について認識を深めることとする。

2-2. 登壇者によるプレゼンの概要

(1) キーノートスピーチ

処分問題では国が前面に出るという。この宣言は、住民側からすれば、当然 HLW 処分といった技術論に止まらず、原子力政策や地域振興といった事項についても議論できると捉えるだろう。ところが、例えば国による「HLW 処分に関する説明会」といった場では、説明する国側はその目的が HLW 処分の話だからそれに特化した説明要員を出すことが通例となっている。限られた時間を(自分たちの方針を丁寧に説明するために)有効に使いたい。そのためには、余分な話には乗らないという国の戦略のようにも見えるが、それでは議論にならない。そもそも「対話」は勝ち負けが重要なのではなく、意志の疎通が目的であるはずなのに、その観点が抜け落ちているように見える。主催者の都合だけで説明要員を人選し、そこに参加してくる一般の人たちの要望や意見を受け止められる要員を参加させなくては議論が成立しない。

また、HLW 処分のような超長期のプロジェクトを円滑に進めるためには若手の育成が欠かせないが、我が国では原産協会が向坊記念事業として若手を WNU (World Nuclear University) 夏季研修に派遣する事業(現在は半額補助)を行っている等、散発的な仕組みはあるが体系的な取り組みにはなっていない。前記の課題と併せて、この辺も海外事例を参考に考えてみたい。

(2) 使用済燃料の直接処分も含めた高レベル放射性廃棄物の処分に関わる市民の疑問と事業者の対応

スウェーデンは情報公開が進んでおり、我が国は見習うべき点が多い。環境団体が力を持っており、推進側にもいい刺激になっている。住民説明会では技術論も含めてプロの教育を受けた広報官が質問に答える。当然ながら、広報官には強い権限が与えられており、この点が我が国との大きな違い。セッションでは、そこで交わされた質疑について、その中身を幾つか紹介し、同国の対話活動への取り組みの実態と住民の反応について認識を深めることとしたい。

(3) スウェーデン YG(Young Generation)の活動紹介

TMI 事故後の 1980 年スウェーデンでは国民投票により原子力発電所の新規建設の禁止と 2010 年までに 12 基ある原子炉の廃止を決めた。チェルノブイリ原発事故後の 1988 年には 1995 年から原子炉の廃止を始めることを政府が決定した。一方でスウェーデンや欧州の原子力発電所建設に携わった人たちの引退に伴う広範囲かつ重要なスキルの喪失が原子炉の高い安全性のために重要であると考え、原子力産業界が主導となり YG: Young Generation

の活動が 1994 年にスタートした。この活動は若手への技術伝承を目的としている。また現在世界各国で YGN: Young Generation Network or Young Generation in Nuclear の活動が行われているが、このスウェーデン YG が最初の YGN である。スウェーデン YG の活動は産業界の支援のもと政府機関も含め活発に行われており、また他の YGN とは異なるプログラムや特徴を持っている。日本における若手技術者・研究者の育成および技術継承のためのよい先例と考え、その活動概要を紹介する。

(4) HLW 処分にに関する市民と専門家の協働による政策代替案の検討

市民と専門家の協働を通じて、より望ましい HLW 処分のあり方について検討を深める道筋を示すことを目標として研究を進めてきた。その中で、望ましい HLW 処分のあり方に関する市民の意見を調査し、それを具現する技術的オプションについて専門家へのインタビューと検討を行った上で、結果を再度市民に伝える手法を考案し試行した。結果として、市民の意見と専門的議論がこれまでより有意にかみ合い、今後、両者の対話により政策代替案を検討する基盤的手法に関する知見を得た。調査研究で得られた成果とこの研究を通じて感じたことなどを紹介したい。

Planning Lecture | Technical division and Network Session | Computational Science and Engineering Division

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[TN0101] (1)Current Status of Code V&V in Reactor Physics

*Masahiro Tatsumi¹ (1.NEL)

[TN0102] (2)Code V&V and Scaling in Thermal-Hydraulics

*Hideo Nakamura¹ (1.JAEA)

[TN0103] (3)Current Status of Code V&V in Various Research Area

*Seiichi Koshizuka¹ (1.Univ. of Tokyo)

計算科学技術部会セッション

解析コード V&V の現状と実施例

Current Status and Practical Examples of Code V&V

*巽 雅洋¹, *中村 秀夫², *越塚 誠一³¹原子力エンジニア, ²原子力機構, ³東大

近年、数値解析モデルの進歩と計算機性能の飛躍的向上により、様々な工学分野において数値シミュレーションの果たすべき役割が増大し、それに伴ってシミュレーション結果の信頼性を確保することが重要な課題となっている。計算科学技術部会では、設立当初から計算結果の精度に関する検討を行う活動を継続しており、特に 2010 年からは「シミュレーションの信頼性ワーキンググループ」を設置し、モデリング&シミュレーションの V&V（検証と妥当性確認）に関する新しい標準に関する検討を進めてきた。それを受け、2012 年には日本原子力学会標準委員会基盤・応用技術専門部会の下に「シミュレーションの信頼性分科会」を設置して、核、熱流動および構造分野でのシミュレーション信頼性確保に関する検討を行い、「シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン」を策定した（現在、発行に向けた審査中）。ただし、原子力工学を構成する各分野により解析コードの開発・整備状況が大きく異なるため、現状のガイドラインは各分野を包含する一般的な考え方の提示に留まっており、具体的な V&V 手段の標準例については明示されていない。

本セッションは、炉物理分野、熱流動分野、および異分野（土木・建築分野）における解析コード V&V の現状および実施例を紹介し、実際の V&V 手順やその有効性に関する議論を行うことにより、各分野の V&V の具体的実施手順（ガイドライン）に関して大まかな方向性を示し、具体化の参考情報としていただくことを企図している。

1. 炉物理分野における解析コード V&V の現状

炉物理解析の目的は、個々の核種の微視的な反応確率のデータを用いて中性子のバランス方程式を解き、様々な核種が混在するシステムの巨視的な挙動を予測することである。核反応断面積や中性子束などの物理量から構成される中性子輸送方程式は、上記目的を達成する概念モデルとして定式化される。決定論的手法と確率論的手法（統計的手法）に大別される数学的モデル化を経て具現化された解析コードを用いて、同方程式を数値的に解くことで上記目的を果たしている。解析コードの V&V の現状は数学的モデル化の方法により大きく異なるため、以下では確率論的手法と決定論的手法に分けて述べる。

確率論的手法として様々な分野で応用されているモンテカルロ法では、位相空間（空間、エネルギー、時間）の離散化をする必要が無いという利点がある。したがって、物理現象を正確にモデル化しておけば、近似を伴わない正確な物理量を求めることができる[1]。数学的モデル化の誤差として、評価済み核データ表現形式の制限に起因する誤差、物理モデルをモンテカルロコードに実装する際の近似によるバイアス、幾何形状モデリングから生じる不確かさ、統計的な取り扱いに起因する不確かさ（いわゆる統計誤差）などが存在する。しかしながら、その大きさは非常に小さい。これが、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく評価結果が、しばしば決定論的手法の検証における参照解として用いられる所以である。モンテカルロ法に基づく計算コード自体の V&V においては、それぞれのモデル毎に検証や妥当性確認を行うことは難しく、解析コード全体として実施されているのが現状である。臨界性評価や炉物理試験に関する妥当性確認のためのデータベースが ICSBEP[2]や IRPhEP[3]としてまとめられて

おり、計算コードや評価済み核データライブラリの妥当性確認に活用されている。

決定論的手法の V&V の一例として、以下では軽水炉向けの炉心解析コードにおける実施例を述べる。現在主流の炉心解析コードは、定数計算コードと炉心計算コードから構成される 2 ステップ法に基づいている。前者においては、集合体程度の体系を対象として、中性子の空間及びエネルギー分布を詳細に解き、炉心計算で用いるための少数群断面積を準備する。燃料温度や減速材温度など、各パラメータを変化させた複数の条件に関して予め断面積を予め計算しておき、少数群の定数ライブラリとして炉心計算コードに供している。炉心計算コードでは、炉心内の中性子の空間分布を求め、最終的に着目する物理量の評価を行う。定数計算コードの検証については、解析解との比較やベンチマーク問題の解析を通じて、計算モデルやソルバーが適切に動作していることを確認している。また、妥当性確認については、積分実験や PIE 結果との比較により実施している。なお、妥当性確認において連続エネルギーモンテカルロ法による参照解も補助的に使用している。一方、炉心計算コードの検証は、ベンチマーク問題の解析や定数計算コードとの整合性確認を通じて実施している。また、妥当性確認は、各種実験の測定結果や実機データとの比較により実施している。

参考文献

- [1] 長家, “粒子輸送モンテカルロ計算の基礎原理とそこに潜む不確かさ”, 第 44 回炉物理夏期セミナーテキスト, (2012)
- [2] International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, <https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/>
- [3] International Reactor Physics Experiment Evaluation (IRPhE) Project, <https://www.oecd-nea.org/science/wprs/irphe/>

2. 熱流動分野における解析コード V&V と Scaling

熱流動分野における解析コードの V&V（検証と妥当性確認）と現象の Scaling（内挿、外挿、縮小モデルでの現象の相互作用など）は、軽水炉の開発当初から問われてきた古典的課題の 1 つであるが、Scaling については、土木、建築、航空、化学工学など多くの工学分野に共通であり、原子力に限った課題ではない。軽水炉で対象となる現象は、巨大かつ高温高压など特殊環境の実機設備に生じる現象である。その様子を知らするための試験は、実機と同一の条件で行われる実証試験も有るが、ごく一部であり、大部分はサイズや流体物性の片方ないし両方について縮小モデルを利用する。このため、様々な現象が組み合わさり相互作用を伴って時系列に変化する事故時のレスポンスをはじめ、実機に生じる伝熱流動現象の実像を完全に把握することは困難であり、縮小実験を基に開発されるモデルや解析コードを用いて実機の性能予測を行うことになるが、その予測結果を実機の現象と錯覚する笑えない事態も生じうる。

軽水炉の設計の妥当性確認を行う安全評価では、解析コードを用いた安全解析の結果において「炉心の最高燃料表面温度が 1200℃を超えない」などの判断指標を十分な余裕を持って合格することが求められる。この評価を行う安全解析では不確かさの評価が問われるため、解析コードの性能（妥当性）確認に関して V&V は不可欠のプロセスとなる。

このような事情を背景に、特に V&V については、その方法や影響について多くの議論や対応がなされている。計算科学技術部会が春の年会での企画セッション（2010、2013、2014、2015）[1]や学会誌の解説シリーズ[2,3]にて議論を行うほか、海外では ASME や AIAA、ANS などが標準やガイドを出している。（[2]第 1 回、[3]第 3 回）最近では原子力学会の標準委員会が「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」をまとめたところである。これらの議論では、いずれも、解析コード（計算手法）を用いた実機での

現象予測の妥当性や信頼性、特に不確かさの定量的な把握など、方法論に焦点を当てた議論がされているが、現象予測に際する内挿や外挿に係る **Scaling** については、実施の妥当性を系統的に述べているものは主に、システム解析コードを対象にしており、件数も少ない。また、CFD、特に 3 次元 2 相流の数値解析手法については、途についたところ、の印象が強い。このためここでは、**Scaling** の意味や影響について、解析コードの妥当性検討、不確かさ評価に際する考え方や今後の現象模擬解析など、熱流動分野における到達点や理解を共有すると共に、今後の課題に関する議論を行う。なお、OECD/NEA は現在、**Scaling** の最新情報 (State-of-Art) レポートの策定を進めており (3 月現在、未公開)、その一部を議論の参考に用いる。

参考文献

- [1] 計算科学技術部会ホームページ : http://csed.sakura.ne.jp/archives/category/4_session
- [2] シミュレーションの V&V の現状と課題、日本原子力学会誌 (解説シリーズ) : 第 1 回 : 笠原文雄 Vol.56 (No.11) (2014) 49、第 2 回 : 村松健 Vol.57 (No.1) (2015) 36、第 3 回 : 中村均 Vol.57 (No.2) (2015) 33
- [3] モデリング・シミュレーションの高度化、日本原子力学会誌 (解説シリーズ) : 第 1 回 : 松本昌昭 Vol.56 (No.1) (2014) 37、第 2 回 : 岡本孝司 Vol.56 (No.2) (2014) 45、第 3 回 : 笠原文雄 ibid. 50

3. 原子力分野以外における解析コード V&V の現状

解析の品質については、わが国においては白鳥正樹先生が 2003 年に日本機械学会計算力学講演会のオーガナイズドセッション「解析モデルと計算の品質」において今日に至る問題提起をしている[1]。そこで強調されているのは、工学シミュレーションを実際に設計-生産に利用する場合に、それが可能となるようなツールを整備するとともに「解析した結果の品質が保証されていること」が重要であるということである。また、HPC(High Performance Computing)と HQC(High Quality Computing)を両輪とする研究のバランスを説いている。その後、欧米での V&V に関する規格化の動きに触発され、2009 年に日本計算工学会に「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会が発足した[2]。この研究分科会は白鳥先生が主査に就任し、HQC(High Quality Computing)研究分科会と略称されることになった。メンバーには、大学、研究所、電力、電機、重工業、プラント、自動車、鉄鋼、建設、ソフトベンダーといった工学シミュレーションに関係する幅広い分野から集まった。

HQC 研究分科会では工学シミュレーションにおける V&V に関する調査、情報交換、計算工学講演会でのセッションの企画、講習会の開催、標準の策定などの活動が行われている。これまでに 3 種類の品質マネジメントにおける V&V(品質 V&V)の学会標準が策定された[3-5]。これらは、品質マネジメントに関する一般的な国際規格である ISO9001 に沿って、工学シミュレーションの業務を行う場合の要求事項をまとめたものである。HQC001 は、ISO9001 に対する工学シミュレーション特有の追加要求事項をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版された。2014 年版ではこれに「シミュレーション業務の委託プロセス」および「シミュレーション業務への ISO9001 導入の手順」などの記述が追加されている。HQC002 は、HQC001 に従った具体的な解析業務の手順をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版され、2015 年に改訂版が発刊されている。HQC003 事例集には、フランジ継手の熱過渡・弾塑性応力解析、原子炉建屋の固有振動解析、自動車開発における定型構造解析、自動車開発におけるシミュレーションの品質マネジメントの 4 例が収められている。原子力産業の品質マネジメントにおいては日本電気協会の規格 JEAC4111[6]が一般的に用いられており、これも ISO9001 に基づいている。今後は、JAEC4111 に工学シミュレーションの品質 V&V をどのように取り入れていくかが課題であろう。

土木学会では 2014 年に応用力学委員会の中に「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」

が発足した。主査は地盤工学を専門とする徳島大学の渦岡良介教授である。2014年の土木学会全国大会において研究討論会「数値解析におけるV&V（検証と妥当性確認）をご存知ですか？」が企画され、多くの聴衆を集めた。2015年の全国大会においても研究討論会「V&Vのススメ：土木分野における数値解析の課題」が企画されている。

日本機械学会では計算力学技術者資格認定事業を2003年より実施しており、2016年の時点で、3分野（固体力学、熱流体力学、振動）、4段階（初級、二級、一級、上級）の体系となっており、既に延べ約5,000人が認定されている。2014年からはNAFEMSとの国際相互認証制度が始まり、日本機械学会の国際上級アナリストを取得すると英国の非営利組織であるNAFEMSのPSE(Professional Simulation Engineer)を称することができる。これは品質V&Vにおいては力量管理に位置づけられ、HQC001の中に本事業が引用されている。一方、資格認定事業においてもそのテキストの中にV&Vの内容が加えられている。

参考文献

- [1] 白鳥正樹, "今, なぜ解析の品質か" 日本機械学会第16回計算力学講演会講演論文集, 2003.11.22-24, 神戸, p.731-732
- [2] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証とV&V" 丸善出版 (2013)
- [3] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの品質マネジメント" JSCES S-HQC001:2014 (2014)
- [4] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの標準手順" JSCES S-HQC002:2015 (2015)
- [5] 日本計算工学会, "学会標準(HQC001&002)事例集" JSCES S-HQC003:2015 (2015)
- [6] 日本電気協会, "原子力安全のためのマネジメントシステム規定" JEAC4111-2013 (2013)

*Masahiro Tatsumi¹, *Hideo Nakamura² and *Seiichi Koshizuka³

¹NEL, ²JAEA, ³Univ. of Tokyo

計算科学技術部会セッション

解析コード V&V の現状と実施例

Current Status and Practical Examples of Code V&V

*巽 雅洋¹, *中村 秀夫², *越塚 誠一³¹原子力エンジニア, ²原子力機構, ³東大

近年、数値解析モデルの進歩と計算機性能の飛躍的向上により、様々な工学分野において数値シミュレーションの果たすべき役割が増大し、それに伴ってシミュレーション結果の信頼性を確保することが重要な課題となっている。計算科学技術部会では、設立当初から計算結果の精度に関する検討を行う活動を継続しており、特に 2010 年からは「シミュレーションの信頼性ワーキンググループ」を設置し、モデリング&シミュレーションの V&V（検証と妥当性確認）に関する新しい標準に関する検討を進めてきた。それを受け、2012 年には日本原子力学会標準委員会基盤・応用技術専門部会の下に「シミュレーションの信頼性分科会」を設置して、核、熱流動および構造分野でのシミュレーション信頼性確保に関する検討を行い、「シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン」を策定した（現在、発行に向けた審査中）。ただし、原子力工学を構成する各分野により解析コードの開発・整備状況が大きく異なるため、現状のガイドラインは各分野を包含する一般的な考え方の提示に留まっており、具体的な V&V 手段の標準例については明示されていない。

本セッションは、炉物理分野、熱流動分野、および異分野（土木・建築分野）における解析コード V&V の現状および実施例を紹介し、実際の V&V 手順やその有効性に関する議論を行うことにより、各分野の V&V の具体的実施手順（ガイドライン）に関して大まかな方向性を示し、具体化の参考情報としていただくことを企図している。

1. 炉物理分野における解析コード V&V の現状

炉物理解析の目的は、個々の核種の微視的な反応確率のデータを用いて中性子のバランス方程式を解き、様々な核種が混在するシステムの巨視的な挙動を予測することである。核反応断面積や中性子束などの物理量から構成される中性子輸送方程式は、上記目的を達成する概念モデルとして定式化される。決定論的手法と確率論的手法（統計的手法）に大別される数学的モデル化を経て具現化された解析コードを用いて、同方程式を数値的に解くことで上記目的を果たしている。解析コードの V&V の現状は数学的モデル化の方法により大きく異なるため、以下では確率論的手法と決定論的手法に分けて述べる。

確率論的手法として様々な分野で応用されているモンテカルロ法では、位相空間（空間、エネルギー、時間）の離散化をする必要が無いという利点がある。したがって、物理現象を正確にモデル化しておけば、近似を伴わない正確な物理量を求めることができる[1]。数学的モデル化の誤差として、評価済み核データ表現形式の制限に起因する誤差、物理モデルをモンテカルロコードに実装する際の近似によるバイアス、幾何形状モデリングから生じる不確かさ、統計的な取り扱いに起因する不確かさ（いわゆる統計誤差）などが存在する。しかしながら、その大きさは非常に小さい。これが、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく評価結果が、しばしば決定論的手法の検証における参照解として用いられる所以である。モンテカルロ法に基づく計算コード自体の V&V においては、それぞれのモデル毎に検証や妥当性確認を行うことは難しく、解析コード全体として実施されているのが現状である。臨界性評価や炉物理試験に関する妥当性確認のためのデータベースが ICSBEP[2]や IRPhEP[3]としてまとめられて

おり、計算コードや評価済み核データライブラリの妥当性確認に活用されている。

決定論的手法の V&V の一例として、以下では軽水炉向けの炉心解析コードにおける実施例を述べる。現在主流の炉心解析コードは、定数計算コードと炉心計算コードから構成される 2 ステップ法に基づいている。前者においては、集合体程度の体系を対象として、中性子の空間及びエネルギー分布を詳細に解き、炉心計算で用いるための少数群断面積を準備する。燃料温度や減速材温度など、各パラメータを変化させた複数の条件に関して予め断面積を予め計算しておき、少数群の定数ライブラリとして炉心計算コードに供している。炉心計算コードでは、炉心内の中性子の空間分布を求め、最終的に着目する物理量の評価を行う。定数計算コードの検証については、解析解との比較やベンチマーク問題の解析を通じて、計算モデルやソルバーが適切に動作していることを確認している。また、妥当性確認については、積分実験や PIE 結果との比較により実施している。なお、妥当性確認において連続エネルギーモンテカルロ法による参照解も補助的に使用している。一方、炉心計算コードの検証は、ベンチマーク問題の解析や定数計算コードとの整合性確認を通じて実施している。また、妥当性確認は、各種実験の測定結果や実機データとの比較により実施している。

参考文献

- [1] 長家, “粒子輸送モンテカルロ計算の基礎原理とそこに潜む不確かさ”, 第 44 回炉物理夏期セミナーテキスト, (2012)
- [2] International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, <https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/>
- [3] International Reactor Physics Experiment Evaluation (IRPhE) Project, <https://www.oecd-nea.org/science/wprs/irphe/>

2. 熱流動分野における解析コード V&V と Scaling

熱流動分野における解析コードの V&V（検証と妥当性確認）と現象の Scaling（内挿、外挿、縮小モデルでの現象の相互作用など）は、軽水炉の開発当初から問われてきた古典的課題の 1 つであるが、Scaling については、土木、建築、航空、化学工学など多くの工学分野に共通であり、原子力に限った課題ではない。軽水炉で対象となる現象は、巨大かつ高温高压など特殊環境の実機設備に生じる現象である。その様子を知らするための試験は、実機と同一の条件で行われる実証試験も有るが、ごく一部であり、大部分はサイズや流体物性の片方ないし両方について縮小モデルを利用する。このため、様々な現象が組み合わさり相互作用を伴って時系列に変化する事故時のレスポンスをはじめ、実機に生じる伝熱流動現象の実像を完全に把握することは困難であり、縮小実験を基に開発されるモデルや解析コードを用いて実機の性能予測を行うことになるが、その予測結果を実機の現象と錯覚する笑えない事態も生じうる。

軽水炉の設計の妥当性確認を行う安全評価では、解析コードを用いた安全解析の結果において「炉心の最高燃料表面温度が 1200℃を超えない」などの判断指標を十分な余裕を持って合格することが求められる。この評価を行う安全解析では不確かさの評価が問われるため、解析コードの性能（妥当性）確認に関して V&V は不可欠のプロセスとなる。

このような事情を背景に、特に V&V については、その方法や影響について多くの議論や対応がなされている。計算科学技術部会が春の年会での企画セッション（2010、2013、2014、2015）[1]や学会誌の解説シリーズ[2,3]にて議論を行うほか、海外では ASME や AIAA、ANS などが標準やガイドを出している。（[2]第 1 回、[3]第 3 回）最近では原子力学会の標準委員会が「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」をまとめたところである。これらの議論では、いずれも、解析コード（計算手法）を用いた実機での

現象予測の妥当性や信頼性、特に不確かさの定量的な把握など、方法論に焦点を当てた議論がされているが、現象予測に際する内挿や外挿に係る **Scaling** については、実施の妥当性を系統的に述べているものは主に、システム解析コードを対象にしており、件数も少ない。また、CFD、特に 3 次元 2 相流の数値解析手法については、途についたところ、の印象が強い。このためここでは、**Scaling** の意味や影響について、解析コードの妥当性検討、不確かさ評価に際する考え方や今後の現象模擬解析など、熱流動分野における到達点や理解を共有すると共に、今後の課題に関する議論を行う。なお、OECD/NEA は現在、**Scaling** の最新情報 (State-of-Art) レポートの策定を進めており (3 月現在、未公開)、その一部を議論の参考に用いる。

参考文献

- [1] 計算科学技術部会ホームページ : http://csed.sakura.ne.jp/archives/category/4_session
- [2] シミュレーションの V&V の現状と課題、日本原子力学会誌 (解説シリーズ) : 第 1 回 : 笠原文雄 Vol.56 (No.11) (2014) 49、第 2 回 : 村松健 Vol.57 (No.1) (2015) 36、第 3 回 : 中村均 Vol.57 (No.2) (2015) 33
- [3] モデリング・シミュレーションの高度化、日本原子力学会誌 (解説シリーズ) : 第 1 回 : 松本昌昭 Vol.56 (No.1) (2014) 37、第 2 回 : 岡本孝司 Vol.56 (No.2) (2014) 45、第 3 回 : 笠原文雄 ibid. 50

3. 原子力分野以外における解析コード V&V の現状

解析の品質については、わが国においては白鳥正樹先生が 2003 年に日本機械学会計算力学講演会のオーガナイズドセッション「解析モデルと計算の品質」において今日に至る問題提起をしている[1]。そこで強調されているのは、工学シミュレーションを実際に設計-生産に利用する場合に、それが可能となるようなツールを整備するとともに「解析した結果の品質が保証されていること」が重要であるということである。また、HPC(High Performance Computing)と HQC(High Quality Computing)を両輪とする研究のバランスを説いている。その後、欧米での V&V に関する規格化の動きに触発され、2009 年に日本計算工学会に「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会が発足した[2]。この研究分科会は白鳥先生が主査に就任し、HQC(High Quality Computing)研究分科会と略称されることになった。メンバーには、大学、研究所、電力、電機、重工業、プラント、自動車、鉄鋼、建設、ソフトベンダーといった工学シミュレーションに関係する幅広い分野から集まった。

HQC 研究分科会では工学シミュレーションにおける V&V に関する調査、情報交換、計算工学講演会でのセッションの企画、講習会の開催、標準の策定などの活動が行われている。これまでに 3 種類の品質マネジメントにおける V&V(品質 V&V)の学会標準が策定された[3-5]。これらは、品質マネジメントに関する一般的な国際規格である ISO9001 に沿って、工学シミュレーションの業務を行う場合の要求事項をまとめたものである。HQC001 は、ISO9001 に対する工学シミュレーション特有の追加要求事項をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版された。2014 年版ではこれに「シミュレーション業務の委託プロセス」および「シミュレーション業務への ISO9001 導入の手順」などの記述が追加されている。HQC002 は、HQC001 に従った具体的な解析業務の手順をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版され、2015 年に改訂版が発刊されている。HQC003 事例集には、フランジ継手の熱過渡・弾塑性応力解析、原子炉建屋の固有振動解析、自動車開発における定型構造解析、自動車開発におけるシミュレーションの品質マネジメントの 4 例が収められている。原子力産業の品質マネジメントにおいては日本電気協会の規格 JEAC4111[6]が一般的に用いられており、これも ISO9001 に基づいている。今後は、JAEC4111 に工学シミュレーションの品質 V&V をどのように取り入れていくかが課題であろう。

土木学会では 2014 年に応用力学委員会の中に「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」

が発足した。主査は地盤工学を専門とする徳島大学の渦岡良介教授である。2014年の土木学会全国大会において研究討論会「数値解析におけるV&V（検証と妥当性確認）をご存知ですか？」が企画され、多くの聴衆を集めた。2015年の全国大会においても研究討論会「V&Vのススメ：土木分野における数値解析の課題」が企画されている。

日本機械学会では計算力学技術者資格認定事業を2003年より実施しており、2016年の時点で、3分野（固体力学、熱流体力学、振動）、4段階（初級、二級、一級、上級）の体系となっており、既に延べ約5,000人が認定されている。2014年からはNAFEMSとの国際相互認証制度が始まり、日本機械学会の国際上級アナリストを取得すると英国の非営利組織であるNAFEMSのPSE(Professional Simulation Engineer)を称することができる。これは品質V&Vにおいては力量管理に位置づけられ、HQC001の中に本事業が引用されている。一方、資格認定事業においてもそのテキストの中にV&Vの内容が加えられている。

参考文献

- [1] 白鳥正樹, "今, なぜ解析の品質か" 日本機械学会第16回計算力学講演会講演論文集, 2003.11.22-24, 神戸, p.731-732
- [2] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証とV&V" 丸善出版 (2013)
- [3] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの品質マネジメント" JSCES S-HQC001:2014 (2014)
- [4] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの標準手順" JSCES S-HQC002:2015 (2015)
- [5] 日本計算工学会, "学会標準(HQC001&002)事例集" JSCES S-HQC003:2015 (2015)
- [6] 日本電気協会, "原子力安全のためのマネジメントシステム規定" JEAC4111-2013 (2013)

*Masahiro Tatsumi¹, *Hideo Nakamura² and *Seiichi Koshizuka³

¹NEL, ²JAEA, ³Univ. of Tokyo

計算科学技術部会セッション

解析コード V&V の現状と実施例

Current Status and Practical Examples of Code V&V

*巽 雅洋¹, *中村 秀夫², *越塚 誠一³¹原子力エンジニア, ²原子力機構, ³東大

近年、数値解析モデルの進歩と計算機性能の飛躍的向上により、様々な工学分野において数値シミュレーションの果たすべき役割が増大し、それに伴ってシミュレーション結果の信頼性を確保することが重要な課題となっている。計算科学技術部会では、設立当初から計算結果の精度に関する検討を行う活動を継続しており、特に 2010 年からは「シミュレーションの信頼性ワーキンググループ」を設置し、モデリング&シミュレーションの V&V（検証と妥当性確認）に関する新しい標準に関する検討を進めてきた。それを受け、2012 年には日本原子力学会標準委員会基盤・応用技術専門部会の下に「シミュレーションの信頼性分科会」を設置して、核、熱流動および構造分野でのシミュレーション信頼性確保に関する検討を行い、「シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン」を策定した（現在、発行に向けた審査中）。ただし、原子力工学を構成する各分野により解析コードの開発・整備状況が大きく異なるため、現状のガイドラインは各分野を包含する一般的な考え方の提示に留まっており、具体的な V&V 手段の標準例については明示されていない。

本セッションは、炉物理分野、熱流動分野、および異分野（土木・建築分野）における解析コード V&V の現状および実施例を紹介し、実際の V&V 手順やその有効性に関する議論を行うことにより、各分野の V&V の具体的実施手順（ガイドライン）に関して大まかな方向性を示し、具体化の参考情報としていただくことを企図している。

1. 炉物理分野における解析コード V&V の現状

炉物理解析の目的は、個々の核種の微視的な反応確率のデータを用いて中性子のバランス方程式を解き、様々な核種が混在するシステムの巨視的な挙動を予測することである。核反応断面積や中性子束などの物理量から構成される中性子輸送方程式は、上記目的を達成する概念モデルとして定式化される。決定論的手法と確率論的手法（統計的手法）に大別される数学的モデル化を経て具現化された解析コードを用いて、同方程式を数値的に解くことで上記目的を果たしている。解析コードの V&V の現状は数学的モデル化の方法により大きく異なるため、以下では確率論的手法と決定論的手法に分けて述べる。

確率論的手法として様々な分野で応用されているモンテカルロ法では、位相空間（空間、エネルギー、時間）の離散化をする必要が無いという利点がある。したがって、物理現象を正確にモデル化しておけば、近似を伴わない正確な物理量を求めることができる[1]。数学的モデル化の誤差として、評価済み核データ表現形式の制限に起因する誤差、物理モデルをモンテカルロコードに実装する際の近似によるバイアス、幾何形状モデリングから生じる不確かさ、統計的な取り扱いに起因する不確かさ（いわゆる統計誤差）などが存在する。しかしながら、その大きさは非常に小さい。これが、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく評価結果が、しばしば決定論的手法の検証における参照解として用いられる所以である。モンテカルロ法に基づく計算コード自体の V&V においては、それぞれのモデル毎に検証や妥当性確認を行うことは難しく、解析コード全体として実施されているのが現状である。臨界性評価や炉物理試験に関する妥当性確認のためのデータベースが ICSBEP[2]や IRPhEP[3]としてまとめられて

おり、計算コードや評価済み核データライブラリの妥当性確認に活用されている。

決定論的手法の V&V の一例として、以下では軽水炉向けの炉心解析コードにおける実施例を述べる。現在主流の炉心解析コードは、定数計算コードと炉心計算コードから構成される 2 ステップ法に基づいている。前者においては、集合体程度の体系を対象として、中性子の空間及びエネルギー分布を詳細に解き、炉心計算で用いるための少数群断面積を準備する。燃料温度や減速材温度など、各パラメータを変化させた複数の条件に関して予め断面積を予め計算しておき、少数群の定数ライブラリとして炉心計算コードに供している。炉心計算コードでは、炉心内の中性子の空間分布を求め、最終的に着目する物理量の評価を行う。定数計算コードの検証については、解析解との比較やベンチマーク問題の解析を通じて、計算モデルやソルバーが適切に動作していることを確認している。また、妥当性確認については、積分実験や PIE 結果との比較により実施している。なお、妥当性確認において連続エネルギーモンテカルロ法による参照解も補助的に使用している。一方、炉心計算コードの検証は、ベンチマーク問題の解析や定数計算コードとの整合性確認を通じて実施している。また、妥当性確認は、各種実験の測定結果や実機データとの比較により実施している。

参考文献

- [1] 長家, “粒子輸送モンテカルロ計算の基礎原理とそこに潜む不確かさ”, 第 44 回炉物理夏期セミナーテキスト, (2012)
- [2] International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, <https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/>
- [3] International Reactor Physics Experiment Evaluation (IRPhE) Project, <https://www.oecd-nea.org/science/wprs/irphe/>

2. 熱流動分野における解析コード V&V と Scaling

熱流動分野における解析コードの V&V（検証と妥当性確認）と現象の Scaling（内挿、外挿、縮小モデルでの現象の相互作用など）は、軽水炉の開発当初から問われてきた古典的課題の 1 つであるが、Scaling については、土木、建築、航空、化学工学など多くの工学分野に共通であり、原子力に限った課題ではない。軽水炉で対象となる現象は、巨大かつ高温高压など特殊環境の実機設備に生じる現象である。その様子を知らするための試験は、実機と同一の条件で行われる実証試験も有るが、ごく一部であり、大部分はサイズや流体物性の片方ないし両方について縮小モデルを利用する。このため、様々な現象が組み合わさり相互作用を伴って時系列に変化する事故時のレスポンスをはじめ、実機に生じる伝熱流動現象の実像を完全に把握することは困難であり、縮小実験を基に開発されるモデルや解析コードを用いて実機の性能予測を行うことになるが、その予測結果を実機の現象と錯覚する笑えない事態も生じうる。

軽水炉の設計の妥当性確認を行う安全評価では、解析コードを用いた安全解析の結果において「炉心の最高燃料表面温度が 1200℃を超えない」などの判断指標を十分な余裕を持って合格することが求められる。この評価を行う安全解析では不確かさの評価が問われるため、解析コードの性能（妥当性）確認に関して V&V は不可欠のプロセスとなる。

このような事情を背景に、特に V&V については、その方法や影響について多くの議論や対応がなされている。計算科学技術部会が春の年会での企画セッション（2010、2013、2014、2015）[1]や学会誌の解説シリーズ[2,3]にて議論を行うほか、海外では ASME や AIAA、ANS などが標準やガイドを出している。（[2]第 1 回、[3]第 3 回）最近では原子力学会の標準委員会が「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」をまとめたところである。これらの議論では、いずれも、解析コード（計算手法）を用いた実機での

現象予測の妥当性や信頼性、特に不確かさの定量的な把握など、方法論に焦点を当てた議論がされているが、現象予測に際する内挿や外挿に係る **Scaling** については、実施の妥当性を系統的に述べているものは主に、システム解析コードを対象にしており、件数も少ない。また、CFD、特に 3 次元 2 相流の数値解析手法については、途についたところ、の印象が強い。このためここでは、**Scaling** の意味や影響について、解析コードの妥当性検討、不確かさ評価に際する考え方や今後の現象模擬解析など、熱流動分野における到達点や理解を共有すると共に、今後の課題に関する議論を行う。なお、OECD/NEA は現在、**Scaling** の最新情報 (State-of-Art) レポートの策定を進めており (3 月現在、未公開)、その一部を議論の参考に用いる。

参考文献

- [1] 計算科学技術部会ホームページ : http://csed.sakura.ne.jp/archives/category/4_session
- [2] シミュレーションの V&V の現状と課題、日本原子力学会誌 (解説シリーズ) : 第 1 回 : 笠原文雄 Vol.56 (No.11) (2014) 49、第 2 回 : 村松健 Vol.57 (No.1) (2015) 36、第 3 回 : 中村均 Vol.57 (No.2) (2015) 33
- [3] モデリング・シミュレーションの高度化、日本原子力学会誌 (解説シリーズ) : 第 1 回 : 松本昌昭 Vol.56 (No.1) (2014) 37、第 2 回 : 岡本孝司 Vol.56 (No.2) (2014) 45、第 3 回 : 笠原文雄 ibid. 50

3. 原子力分野以外における解析コード V&V の現状

解析の品質については、わが国においては白鳥正樹先生が 2003 年に日本機械学会計算力学講演会のオーガナイズドセッション「解析モデルと計算の品質」において今日に至る問題提起をしている[1]。そこで強調されているのは、工学シミュレーションを実際に設計-生産に利用する場合に、それが可能となるようなツールを整備するとともに「解析した結果の品質が保証されていること」が重要であるということである。また、HPC(High Performance Computing)と HQC(High Quality Computing)を両輪とする研究のバランスを説いている。その後、欧米での V&V に関する規格化の動きに触発され、2009 年に日本計算工学会に「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会が発足した[2]。この研究分科会は白鳥先生が主査に就任し、HQC(High Quality Computing)研究分科会と略称されることになった。メンバーには、大学、研究所、電力、電機、重工業、プラント、自動車、鉄鋼、建設、ソフトベンダーといった工学シミュレーションに関係する幅広い分野から集まった。

HQC 研究分科会では工学シミュレーションにおける V&V に関する調査、情報交換、計算工学講演会でのセッションの企画、講習会の開催、標準の策定などの活動が行われている。これまでに 3 種類の品質マネジメントにおける V&V(品質 V&V)の学会標準が策定された[3-5]。これらは、品質マネジメントに関する一般的な国際規格である ISO9001 に沿って、工学シミュレーションの業務を行う場合の要求事項をまとめたものである。HQC001 は、ISO9001 に対する工学シミュレーション特有の追加要求事項をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版された。2014 年版ではこれに「シミュレーション業務の委託プロセス」および「シミュレーション業務への ISO9001 導入の手順」などの記述が追加されている。HQC002 は、HQC001 に従った具体的な解析業務の手順をまとめた文書であり、2011 年に初版が出版され、2015 年に改訂版が発刊されている。HQC003 事例集には、フランジ継手の熱過渡・弾塑性応力解析、原子炉建屋の固有振動解析、自動車開発における定型構造解析、自動車開発におけるシミュレーションの品質マネジメントの 4 例が収められている。原子力産業の品質マネジメントにおいては日本電気協会の規格 JEAC4111[6]が一般的に用いられており、これも ISO9001 に基づいている。今後は、JAEC4111 に工学シミュレーションの品質 V&V をどのように取り入れていくかが課題であろう。

土木学会では 2014 年に応用力学委員会の中に「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」

が発足した。主査は地盤工学を専門とする徳島大学の渦岡良介教授である。2014年の土木学会全国大会において研究討論会「数値解析におけるV&V（検証と妥当性確認）をご存知ですか？」が企画され、多くの聴衆を集めた。2015年の全国大会においても研究討論会「V&Vのススメ：土木分野における数値解析の課題」が企画されている。

日本機械学会では計算力学技術者資格認定事業を2003年より実施しており、2016年の時点で、3分野（固体力学、熱流体力学、振動）、4段階（初級、二級、一級、上級）の体系となっており、既に延べ約5,000人が認定されている。2014年からはNAFEMSとの国際相互認証制度が始まり、日本機械学会の国際上級アナリストを取得すると英国の非営利組織であるNAFEMSのPSE(Professional Simulation Engineer)を称することができる。これは品質V&Vにおいては力量管理に位置づけられ、HQC001の中に本事業が引用されている。一方、資格認定事業においてもそのテキストの中にV&Vの内容が加えられている。

参考文献

- [1] 白鳥正樹, "今, なぜ解析の品質か" 日本機械学会第16回計算力学講演会講演論文集, 2003.11.22-24, 神戸, p.731-732
- [2] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証とV&V" 丸善出版 (2013)
- [3] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの品質マネジメント" JSCES S-HQC001:2014 (2014)
- [4] 日本計算工学会, "工学シミュレーションの標準手順" JSCES S-HQC002:2015 (2015)
- [5] 日本計算工学会, "学会標準(HQC001&002)事例集" JSCES S-HQC003:2015 (2015)
- [6] 日本電気協会, "原子力安全のためのマネジメントシステム規定" JEAC4111-2013 (2013)

*Masahiro Tatsumi¹, *Hideo Nakamura² and *Seiichi Koshizuka³

¹NEL, ²JAEA, ³Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Over View Report | Over View Report 2

[OV02] Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(Interim report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs)

Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[OV0201] (1)Status of the research committee

* Nobuyuki Ueda¹ (1.CRIEPI)

[OV0202] (2)Safety characteristics and safety design of HTGR

* Kazumasa Suyama¹ (1.MHI)

[OV0203] (3)Safety of HTGR fuel

* Masaki Honda¹ (1.NFI)

[OV0204] (4)Safety of graphite components in HTGR

* Eiji Kunimoto¹ (1.TOYOTANSO)

[OV0205] (5)Status of IAEA CRP on HTGR safety design

* Hirofumi Ohashi¹ (1.JAEA)

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について
(「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告)」

(1) 研究専門委員会の活動状況

(1) Status of the research committee

電力中央研究所 植田 伸幸

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、高温の核熱を発電以外の用途にも利用できることから、第4世代原子炉のひとつとして、世界各国で実用化に向けた研究開発が進められている。我が国では高温工学試験研究炉（HTTR）を用いた高温ガス炉の技術基盤の確立が、日本原子力研究開発機構（JAEA）により進められている。平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」をはじめ、「経済財政運営と改革の基本方針2014」（いわゆる「骨太の方針」）（平成26年6月閣議決定）や「日本再興戦略」改定2014（平成26年6月閣議決定）において、高温ガス炉などの安全性の高度化に貢献する技術開発の国際協力等を行うことが明記されており、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。

諸外国では、欧米において1960年代から高温ガス炉技術の研究開発が進められてきたが、近年では、米国、韓国において実証炉の概念設計、中国において実証炉の建設が進められている。特に中国やインドネシアにおいては、商用炉の導入計画を有しており、高温ガス炉に関する国際競争が高まりつつある状況にある。我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ当該技術を海外へ積極的に展開し、原子力安全の国際貢献に資するため、HTTRの設計、建設、運転・試験などを通じて蓄積した知見を取り込んだ高温ガス炉の安全基準を早急に示す必要がある。

このような背景のもと、平成25年4月に日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会を設立し、高温ガス炉の固有の安全性を反映させた実用高温ガス炉の安全要件の検討を進め（図1）、平成27年3月までの2カ年の検討内容を取りまとめた。

高温ガス炉の安全基準の整備にあたり、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の検討を経て作成された高温ガス炉における新たな安全確保方策に係る安全要件を具体化するため、安全設計と安全評価との相互関係を踏まえた安全設計プロセスを検討し、安全設計及び安全評価に関する基本的な考え方を構築することが必要であると考え（図2）。そこで、高温ガス炉の安全設計プロセスを具現化することを目的として、平成27年度より日本原子力学会に専門委員会を設立し、検討を開始した。

本報告では、研究専門委員会の活動の概要について報告する。

2. 検討の進め方

高温ガス炉の安全基準作成の一環として、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方を構築し、昨年度までに作成した安全要件の実用高温ガス炉への適用性を確認すると共に、安全要件を具体化していく安全設計プロセスについて、安全設計と安全評価を繰り返していく際の手順や設計基準事象選定、設計評価項目、判断基準、評価手法などに関する基本的な考え方をまとめる（図3）。

なお、高温ガス炉全般を対象とするが、燃料要素形式については、我が国で技術開発を行っているプリズマティック型（ブロック型）を中心に検討を進めている。

以下に、各検討項目の概要を示す。また、検討スケジュールを図4に示す。

① 安全設計プロセスの検討

安全設計、システム設計、安全評価などに関するプロセスを系統的に整理し、安全設計のプロセス、性能要求項目（安全設計における評価項目）をまとめる。検討に際しては、設計と評価の相互関係を整理し、安全評価におけるリスク論の適用も視野に入れる。

② 設計基準事象の検討

決定論的手法及び確率論的手法を活用し、事象の包絡性を考慮しつつ、多重故障を伴う事象シーケンスを含む設計基準事象選定の考え方を構築する。また、代表的な設計に対する、具体的な設計基準事象の検討も行う。

③ 許容基準の検討

保守的評価に加え、最適評価の適用性を考慮しつつ、安全上重要な構築物、系統及び機器（SSC）に対する許容基準をまとめる。

④ 新たな安全性評価法の検討

水炉や高速炉で適用されている確率論的安全評価に拘らない、高温ガス炉の特長を踏まえた、新たな安全評価手法の可能性について、動的安全性、受動的安全性、固有の安全特性などを定量的に比較するための評価指標を含めて検討する。

⑤ IAEA CRP における活動のフォローアップ

JAEA が参画している IAEA の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（Coordinated Research Project: CRP）の第1回研究調整会合において、下記の方針が定められたことから、当該活動をフォローし、必要に応じて本研究専門委員会の活動に反映させる。

日本が提案した安全要件をベースに、米国のアプローチによって作成した安全要件、独、中国や南アフリカ等における過去の許認可に関する知見によって補完することにより、1つの安全要件としてまとめる。

3. 成果の活用

本成果は、今後の高温ガス炉の安全指針（性能水準要求）の策定などに活用する。

4. おわりに

本総合報告・講演では、活動の概要（本報告）に加え、本研究専門委員会における中間報告として、高温ガス炉の特長を踏まえた安全設計の考え方をセッション(2)で報告すると共に、安全設計の特長の基盤である燃料と主要な構造材料である黒鉛の安全性についてそれぞれ、セッション(3)、(4)で報告する。また、国際標準化を目指した活動として、IAEA の CRP における活動状況についてもセッション(5)で報告する。

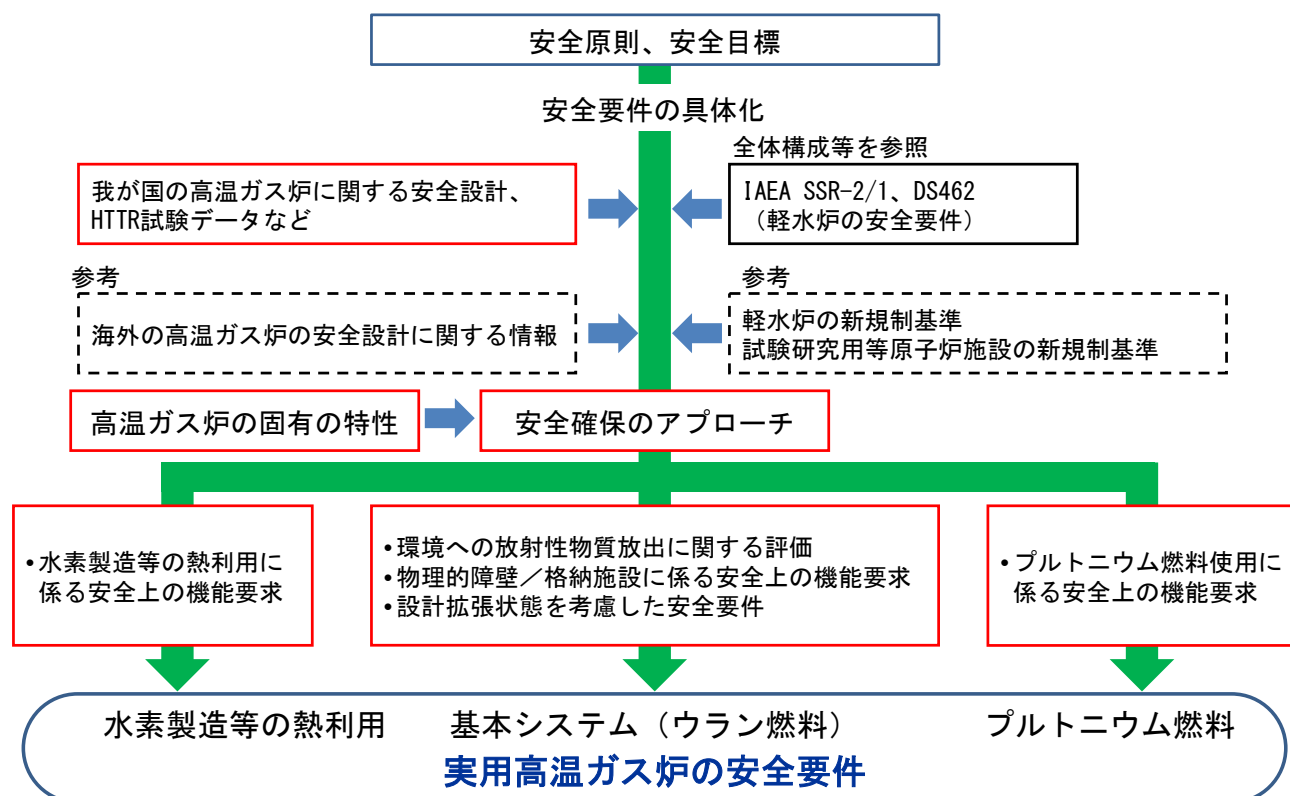


図1 「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の概要（前研究専門委員会）における検討フローの全体概要

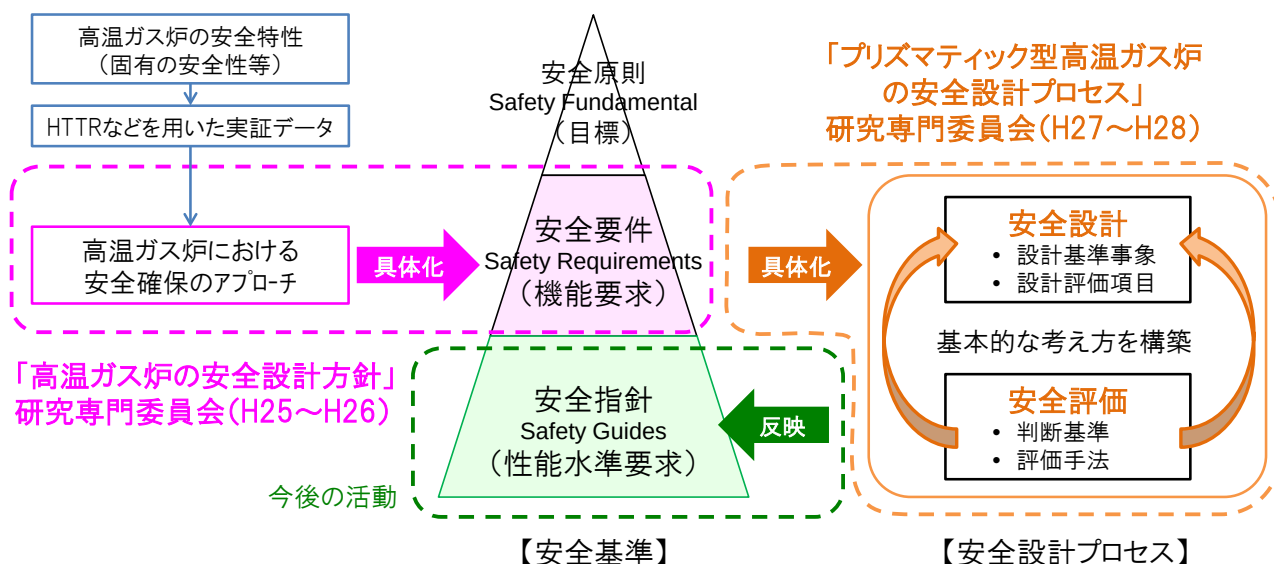


図2 前研究専門委員会と本研究専門委員会の関係

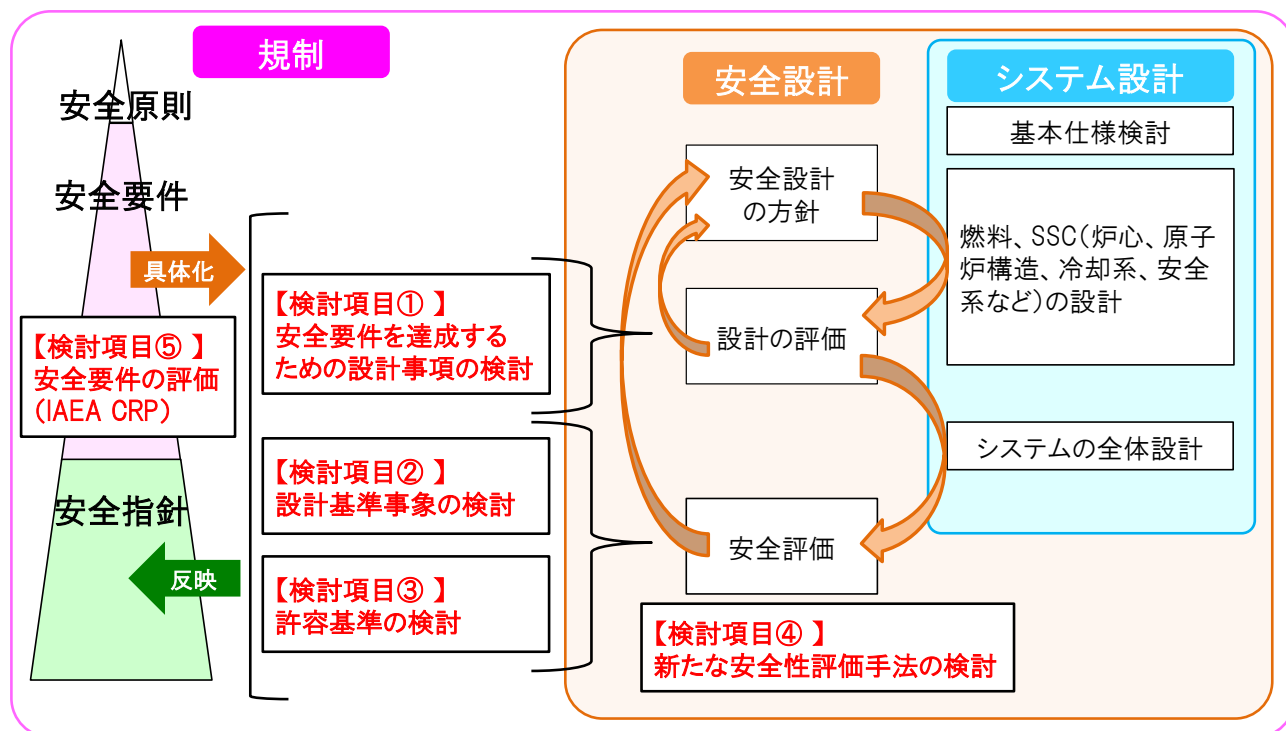


図3 本研究専門委員会における検討の全体像

項目	H27年度 (2015年度)												H28年度 (2016年度)											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
研究専門委員会				第1回 ▲			第2回 ▲			第3回 ▲			第4回 ▲		第5回 ▲		第6回 ▲			第7回 ▲			第8回 ▲	
・ 全体概要、検討方針				■																				
① 安全設計プロセスの検討								■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■					
② 設計基準事象の検討										■	■	■	■	■										
③ 許容基準の検討													■	■	■	■								
④ 新たな安全性評価手法の検討													■	■	■	■	■	■	■	■				
⑤ 安全要件の評価 (IAEA CRPのフォローアップ)			1st RCM ▲					■	■	■	■	■	■	■	2nd RCM ▲		■	■	■	■				
・ 報告書												■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	
・ 成果の公表												■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	

図4 本研究専門委員会の検討スケジュール

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について
 (「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告)」

(2) 高温ガス炉の特長と安全設計

(2) Safety characteristics and safety design of HTGR

須山 和昌

三菱重工業株式会社

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、1000℃近い高温の核熱を水素製造やガスタービン発電等に利用することから、第 4 世代原子炉のひとつとして世界各国で実用化に向けた研究開発が実施されている。我が国では日本原子力研究開発機構（原子力機構）と三菱重工業株式会社（三菱重工）をはじめとする国内産業界の技術の結集によって建設された我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、原子力機構により高温ガス炉技術基盤の確立が進められている。また、平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」や「日本再興戦略」改定 2015（平成 27 年 6 月閣議決定）などにおいては、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進することが明記され、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、原子力の安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。日本原子力学会では、HTTR の設計、建設及び運転・試験、並びに、実用高温ガス炉の設計研究等を通じて蓄積してきた我が国の高温ガス炉技術に基づく実用高温ガス炉の安全基準を作成し、これの国際標準化に資するため、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～平成 26 年度）において、実用高温ガス炉の安全要件（機能要求）の検討を行ってきた。これに引き続き本年度から 2 年計画で開始した「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会では、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めている。本講演では、実用高温ガス炉の安全基準の根幹となる高温ガス炉の安全上の特長、安全設計の考え方及び HTTR による安全性実証試験について報告する。

2. 高温ガス炉の安全上の特長

表 1 原子炉の基本構成

2-1. 高温ガス炉の原子炉基本構成

(1) 燃料（被覆燃料粒子）

軽水炉では、金属材料で被覆した燃料を使用するが、高温ガス炉では、セラミックで被覆した三重等方性（TRISO）被覆燃料粒子を用いる（表 1）。高温ガス炉燃料の一例として、

	高温ガス炉	軽水炉
燃料	セラミック被覆 (被覆燃料粒子)	金属被覆
減速材	黒鉛	水
冷却材	ヘリウムガス	水

HTTR の燃料¹⁾を図 1 に示す。被覆燃料粒子は、燃料核（二酸化ウラン、ウランの炭化物と酸化物混合等）を熱分解炭素及び炭化ケイ素（SiC）で 4 重に被覆した直径約 1mm の粒子型の燃料である。被覆燃料粒子の 4 重の被覆材は、内側から、①気体状の核分裂生成物（FP）及び一酸化炭素のガス溜め等用の低密度の熱分解炭素（PyC）層（バッファー層）、②気体状 FP 閉じ込め、機械的保護等用の内側高密度 PyC 層（IPyC 層）、③気体状 FP 及び金属状 FP の閉じ込め、構造的強度保持等用の炭化ケイ素層（SiC 層）、④最外層の気体状 FP 閉じ込め、内側被覆材の機械的保護等用の外側高密度 PyC 層（OPyC 層）で構成されている。高温ガス炉で使用する被覆燃料粒子は耐熱性に優れ、1600℃以上の高温においても被覆の健全性は損なわれず核分裂生成物（FP）を確実に燃料内に閉じ込め、2000℃以上にならなければ短時間うちに FP 保持機能が失われる

ことはない¹⁾。被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックスを用い燃料コンパクトとして成型され、燃料コンパクトと黒鉛スリーブから燃料棒が構成される。更に、燃料ブロックとなる六角柱の黒鉛ブロックの空孔に燃料棒が装荷され、燃料棒と黒鉛ブロック間の環状流路が冷却流路孔となる。炉心は、燃料ブロックを積み重ねるとともに、外周を反射体ブロックで取り囲むことにより形成される。高温ガス炉用燃料の安全性の詳細については、本セッション（3）で報告する。

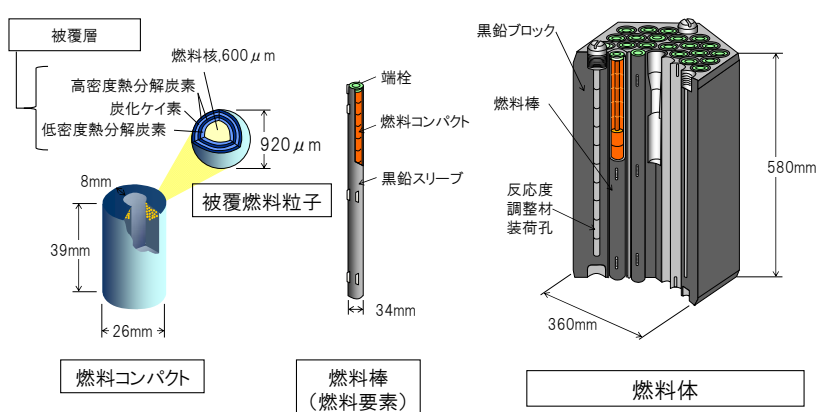


図1 高温ガス炉の燃料（HTTR 燃料）¹⁾

(2) 減速材（黒鉛）

高温ガス炉では、減速材として黒鉛を用いる。黒鉛は減速能が水に比べて低いいため相対的に大きな質量、すなわち大きな体積を必要とする。このため、炉心出力密度は軽水炉の1/10以下になるが、炉心は発熱密度に比して大きな熱容量を持つことになる。これにより、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化は小さく、かつ、緩慢となる。黒鉛は、耐熱性に優れ（昇華温度約3000℃）、2500℃程度までは強度の低下がなく、燃料の制限温度よりも高温においても構造健全性を維持することができる²⁾。また、黒鉛は熱伝導が高いことも特長であり、事故時における炉心径方向への熱輸送に大きく寄与する。更に、核分裂生成物を保持する能力も有しており、炉心からの放射性物質放出量の低減に寄与できる。なお、高度に構造化され、高密度、高純度で耐食性に優れた原子炉級黒鉛（graphite）は、石炭（coal）及び木炭（charcoal）とは別の材料であって自己燃焼しない³⁾。高温ガス炉用黒鉛の安全性の詳細については、本セッション（4）で報告する。

(3) 冷却材（ヘリウムガス）

高温ガス炉では、冷却材として4～7MPaに加圧したヘリウムガスを用いる。冷却材のヘリウムは原子炉の使用条件下では気体であり相変化がなく、また核的な効果（中性子の減速や吸収など）をほとんど持たないため、1次冷却系配管の破損などによりヘリウムガスが喪失（「減圧事故」という。軽水炉の冷却材喪失事故に対応）しても、水・蒸気の二相流で生じるような相変化に起因する温度変化がなく、炉心の反応度にも影響を与えない。また、化学的に不活性で放射化しないため、燃料、構造材及び事故時に関与する可能性がある化学物質（酸素、水蒸気、水素、一酸化炭素、二酸化炭素）との化学反応や核反応を起こさず、材料腐食や腐食生成物の放射化の問題もない。

2-2. 高温ガス炉の固有の安全性

上記の原子炉の基本構成要素の特長から得られる高温ガス炉の固有の安全性は、以下のようにまとめられる。

- 燃料の耐熱温度が高い。
- 炉心構造物（黒鉛）の耐熱温度が高い。このため、炉心構造物の熔融のおそれがない。
- 発熱密度に比して炉心の熱容量が大きいいため、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が小さく、かつ、緩慢である。
- 低出力密度、炉心の長尺設計により、原子炉圧力容器表面からの熱放射等により崩壊熱除去が可能である。

- 全運転状態を通じて、大きな負の反応度温度係数をもつ。このため、反応度温度フィードバックによる自然炉停止特性、出力自己制御性が得られる。

3. 高温ガス炉の安全設計

高温ガス炉では前述した安全上の特長に基づき、受動的設備及び固有の安全性によって、事故時に交流電源を用いずに被覆燃料粒子から環境への大規模な放射性物質の放出を防止する設計が可能となり得る。ここでは、2030 年代以降の商用展開を想定し、原子力機構が三菱重工をはじめとする国内産業界の協力の下で設計した高温ガス炉ガスタービン発電システム⁴⁾ (GTHTR300) を中心に、高温ガス炉における安全設計（止める、冷やす、閉じ込める）の考え方を概説する。

3-1. 放射性物質の閉じ込め（閉じ込める）

高温ガス炉では、「止める、冷やす、閉じ込める」のうち最も重要な「閉じ込める」が他炉型と比較して特に特徴的である。軽水炉では事故時に炉心損傷防止対策により燃料で放射性物質閉じ込めを図る一方、炉心損傷を想定し高気密性の原子炉格納容器で放射性物質を閉じ込める設計である。これに対して、高温ガス炉では被覆燃料粒子の頑健性を活用し、事故時において



図2 事故時放射性物質閉じ込めに係る物理的障壁

も被覆燃料粒子の放射性物質閉じ込め機能維持を図る設計としている。GTHTR300 における放射性物質閉じ込めに係る物理的障壁の模式図を図2に示す。被覆燃料粒子の他、燃料要素、原子炉冷却材圧力バウンダリ及びコンファインメントから構成される複数の物理的障壁の組合せによって事故時に放射性物質を閉じ込め、規制要求を満足させる概念である。なお、全ての物理的障壁について必ずしも高気密性あるいは気密性能維持を期待するものではない。具体的には、燃料要素や原子炉冷却材圧力バウンダリには事故時の気密性は期待しないが、これらを構成する機器内面への放射性物質の沈着による環境への放出低減効果を考慮している。また、原子炉格納施設については、軽水炉で採用されている高気密性の格納容器ではなく、被覆燃料粒子他による閉じ込め機能を考慮し気密性能を緩和したコンファインメントを採用している。なお、原子力機構では、更なる安全性向上を目指し、事故時に被覆燃料粒子による閉じ込め機能のみで安全確保が達成できる高温ガス炉概念の検討を行っている⁵⁾。

3-2. 反応度の制御（止める）

原子炉停止系としては、各々が低温未臨界維持の反応度余裕を有する制御棒系と後備停止系の原理の異なる2つの独立した系を設けている。原子炉スクラム時や電源喪失時には、スタンドパイプ内に収納されている制御棒駆動部の電磁クラッチが切離され、制御棒が重力により炉心内（制御棒案内カラムの制御棒挿入孔）へ落下挿入される（図3）。後備停止系は制御棒系が何らかの原因で挿入できない

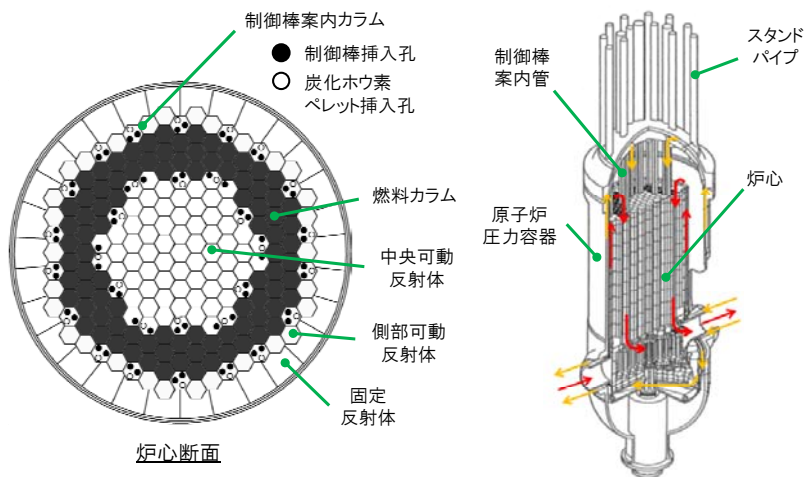


図3 炉心断面及び原子炉構造

場合にも原子炉を停止できようバックアップとして設けられているものであり、重力により炭化ホウ素ペレットを炉心内（制御棒案内カラムの炭化ホウ素ペレット挿入孔）に落下挿入する。

一方で、高温ガス炉は、1次系の冷却機能が喪失し、かつ、原子炉スクラムに失敗したような場合でも、原子炉停止に係る系統・機器に頼らず、物理現象のみによって反応度が自然に低下し、燃料温度が制限温度以下に自然に静定する固有の安全性を有する⁶⁾。具体的には、1次系の冷却機能が喪失した場合でも、炉心の熱容量によって急激に燃料温度が上昇することがなく、通常時燃料温度と異常時燃料制限温度との間の温度余裕の範囲内で、ある程度の燃料温度の上昇が許容される。この温度上昇に伴い、負の温度係数によって炉心に負のフィードバック反応度が添加され（ドップラー効果等）、原子炉の出力は自然に低下し未臨界となる。その後、蓄積したキセノンが崩壊し原子炉は再び臨界になるが、核分裂発生熱量は炉心からの除熱量に応じた値に静定し過度の温度上昇は生じない。なお、原子炉スクラムに失敗した場合、高温ガス炉においても事故収束のために、いずれは何かの中性子吸収材の挿入によって原子炉を停止させる必要があるが、事故後短時間での緊急対応が不要であることが他炉型とは大きく異なる高温ガス炉の特長である。

3-3. 炉心からの熱除去（冷やす）

高温ガス炉では、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対して、炉心の温度変化が少なく、かつ、緩慢である特性を持つよう、発熱密度に比して大きな熱容量を有するように炉心が設計されている。更に、この特性とあいまって燃料温度が制限値を超えることなく原子炉圧力容器表面からの熱放射と自然対流による残留熱除去が可能のように設計されている。具体的には、出力密度を制限するとともに、炉心径に対して炉心高さを比較的大きくすることによって原子炉圧力容器表面からの熱除去に寄与する外表面積を大きくする長尺形状を採用した炉心設計により、事故時の燃料最高温度を被覆燃料粒子が余裕をもって健全性を維持できる1600℃以下に保ちつつ、崩壊熱を炉内黒鉛構造物の熱伝導、原子炉圧力容器表面からの熱放射と大気との自然対流によって原子炉圧力容器外への熱放散が図れるようにしている。原子炉圧力容器からの放散熱は、炉容器冷却設備によって除去する。炉容器冷却設備は、冷却水の強制循環、冷却水もしくは大気との自然循環など種々の方式があるが、GTHT300では受動的な大気（外気）の自然循環方式を採用し、減圧事故時の燃料最高温度が制限値（1600℃）を満足できる設計となっている⁷⁾（図4）。

一方で、万一の炉容器冷却設備の機能喪失を想定して出力密度と炉心半径を適切に設計しておくことにより、炉室を取り囲む土壌や大気への放熱によって、燃料最高温度を制限温度以下に自然に静定させる設計も可能である⁸⁾。このように、高温ガス炉は、1次冷却材循環機の異常等による炉心の強制冷却喪失や1次冷却設備配管破断等による1次冷却材喪失が発生しても、冷却材（ヘリウムガス）を緊急に炉心に注入

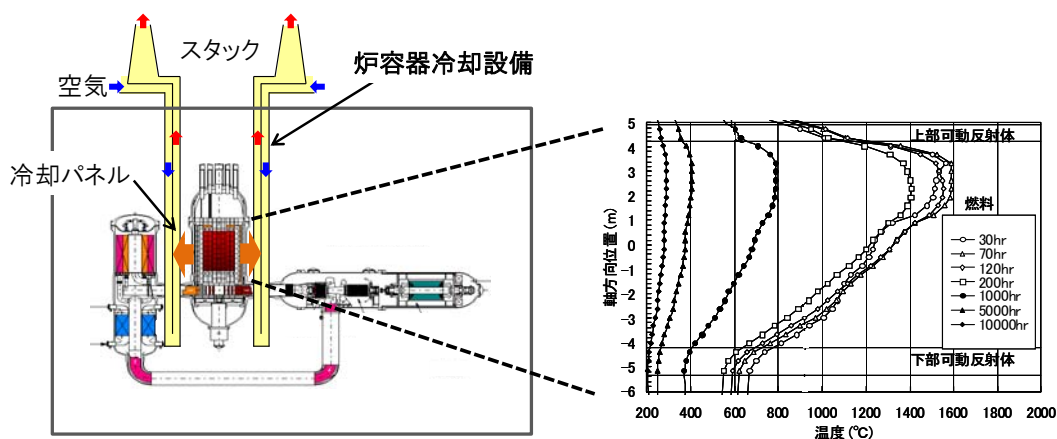


図4 炉容器冷却設備の概要と減圧事故時の燃料温度解析結果

することなく、原子炉圧力容器の周囲の大気による自然対流と熱放射によって崩壊熱を除去できる。炉心損傷防止のために冷却材の存在がいかなる場合にも求められる他の炉型と異なり、高温ガス炉では冷却材の存在は必須ではなく、冷却材が喪失しても熱輸送パスが寸断されないことが特長である。また、高温ガス炉では、炉心構造物の熔融のおそれがないため、軽水炉に設置されている原子炉格納容器熱除去系が不要であることも特長である。

4. HTTR による高温ガス炉の安全性実証

高温ガス炉の固有の安全性を実炉で実証することは重要な課題であり、原子力機構が HTTR を用いて高温ガス炉における異常や事故を模擬した試験（安全性実証試験）を実施し、固有の安全性の実証と解析コードの高度化に取り組んでいる。これまでに、制御棒引抜き試験、1 次冷却材流量部分喪失試験及び 1 次冷却材全流量喪失試験（ヘリウム循環機全てを停止し 1 次冷却材流量をゼロとする試験）を実施してきた。東日本大震災前に実施した原子炉初期出力 30%（9MW）からの 1 次冷却材全流量喪失試験では、炉心を常時冷却している 1 次冷却材流量をゼロとし、かつ、制御棒を一切挿入しなくても、原子炉出力は自然に低下し原子炉が未臨界状態になることが実証されている⁹⁾。HTTR の稼働後には、原子炉出力 100%（30MW）からの 1 次冷却材全流量喪失試験や原子炉出力 30%からの全交流電源喪失模擬試験（全てのヘリウム循環機を停止すると同時に炉容器冷却設備を停止する試験）を OECD/NEA の国際協力の枠組みで実施する計画である。

5. まとめ

高温ガス炉の安全上の特長、安全設計及び HTTR による安全性実証試験の概要について報告した。諸外国が実用化に向けて高温ガス炉の研究開発を進める中、我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ国際的な原子力安全性の高度化へ貢献するため、本研究専門委員会では、国際標準化を目指して我が国の高温ガス炉技術に基づく高温ガス炉安全基準の検討を進めていく。

参考文献

- 1) S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al., “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR),” JAERI 1332, Japan Atomic Energy Research Institute (1994).
- 2) 林君夫, 沢和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, “高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界,” JAERI-M 89-162, Japan Atomic Energy Research Institute (1989).
- 3) D. G. Schweitzer, D. H. Gurinsky, E. Kaplan, C. Sastre, “A Safety Assessment of the Use of Graphite in Nuclear Reactors Licensed by the U.S. NRC,” NUREG/CR-4981 (1987).
- 4) 國富一彦, 片西昌司, 高田昌二ほか, “高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の設計研究,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.1, No.4, p. 352-360 (2002).
- 5) 大橋弘史, 佐藤博之, 國富一彦, 小川益郎, “高温ガス炉における本質的安全性の概念,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.13, No.1, p. 17-26 (2014).
- 6) H. Sato, X. L. Yan, Y. Tachibana, et al., “Transient analysis of depressurized loss-of-forced-circulation accident without scram in high temperature gas-cooled reactor,” Nuclear Technology, Vol. 185, p. 227-238 (2014).
- 7) S. Katanishi, K. Kunitomi, “Safety evaluation on the depressurization accident in the gas turbine high temperature reactor (GTHTR300),” Nuclear Engineering and Design, 237, p. 1372-1380 (2007).
- 8) H. Sato, H. Ohashi, Y. Tachibana, et al., “Analysis of Core Heat Removal Capability under DLOFC Accidents for HTGRs,” Nuclear Engineering and Design, 271, p. 530-536 (2014).
- 9) K. Takamatsu, D. Tochio, S. Nakagawa, et al., “Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol.51, No.11-12, p.1427-1443 (2014).

Kazumasa Suyama

Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について」
（「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告）

（3） 高温ガス炉燃料の安全性

（3） Safety of HTGR fuel

原子燃料工業株式会社 本田 真樹

1. はじめに

高温ガス炉は高温の熱を取り出せるため、様々な分野での熱利用が期待でき、また、安全性にも優れることから、海外においても導入に向けた様々な活動や検討が行われている。高温ガス炉の安全性の大きな要因の一つは、燃料が高燃焼度域まで高温照射に耐え、事故時においても核燃料物質を閉じ込めることが出来る性能を持っているためである。本講演では、高温ガス炉用燃料の製造方法や品質管理方法、安全性について報告する。

2. 高温ガス炉燃料の概要と特徴

高温ガス炉の燃料には、ゲル化法で製造した微小な二酸化ウラン粒子（燃料核）に化学蒸着法により形成する熱分解炭素（PyC）や炭化ケイ素（SiC）のセラミックスの多重の被覆層を有する特殊な被覆燃料粒子が用いられる。

被覆燃料粒子は、その個々の粒子内部に核分裂生成物（FP）を閉じ込める機能を有する。国内唯一の高温ガス炉である国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（JAEA）の高温工学試験研究炉（HTTR）において被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックス中に分散した燃料コンパクトに成形され、これらを黒鉛製のスリーブへ装荷した燃料棒、また、燃料棒を黒鉛製のブロックへ装荷した燃料体として炉心へ装荷・使用されている（図1）。

被覆燃料粒子は直径約 0.9mm の微小粒子であり、図1に示すように、燃料核を中心として内側から、①第1層として、ガス状の核分裂生成物（FP）等を溜める緩衝帯（バッファ）の役割を果たす低密度 PyC 層、②第2層として、ガス状 FP に対する障壁である高密度 PyC 層、③第3層として、最も高い機械的強度を有し、金属 FP に対する障壁や粒子内部に蓄積したガスに対する圧力容器の機能を果たす SiC 層、④第4層として、ガス状 FP に対する最終的な障壁、脆性を有する SiC 層の保護、ならびに自身の照射収縮に伴う SiC 層への締めつけ効果によって SiC 層の強度保持の役割を併せ持つ高密度 PyC 層、の4重の被覆層から成る。

この様に、高温ガス炉用燃料は SiC や PyC、黒鉛等のセラミックスのみで構成されるため、非常に高い耐熱性を有するとともに、耐放射線性も高い。国内外の照射後加熱試験において得られた被覆燃料粒子の加熱温度と破損率の関係（図2）¹⁾ から、被覆燃料粒子は温度約 1800℃では破損は認められず、約 2000℃でも著しい破損は生じないことが確認されている。また、被覆燃料粒子は温度 1600℃を超える範囲まで FP を完全に閉じ込めることが可能である²⁾。さらに海外では独国の発電用実験炉 AVR の運転実績などを通じて、燃焼度 120Gwd/t を超える照射条件下においても燃料は高い健全性を維持することが確認されている³⁾。こうした特徴に示されるように、高温ガス炉用燃料は万一の事故により燃料温度が上昇した場合でも溶融せず FP を保持でき、高燃焼度まで使用できるという高い安全性と優れた性能を有している。

高温ガス炉の炉心を構成する被覆燃料粒子は膨大な数になる。HTTR 用燃料の場合、被覆燃料粒子の数は1炉心分で約 8.7 億個である。したがって、如何に破損率の低い被覆粒子燃料を安定して供給するか、が原子炉の健全性を維持するための要件となる。

3. 被覆燃料粒子の品質と運転実績

図1に原子燃料工業株式会社（NFI）における高温ガス炉用燃料の製造工程を示す。また、表1にNFIにおけるHTTR用燃料の被覆燃料粒子健全性に関する主な品質管理項目とその検査方法を示す。これらは、HTTRの安定的な運転を実現させるためにJAEAとNFIが長年にわたって燃料製造技術開発を行った成果をもとに、高温ガス炉用燃

料の量産技術として確立したものである。

HTTR 用燃料製造時の被覆粒子破損率の実績³⁾を図3に示す。この、被覆粒子破損率は、被覆燃料粒子の安全性や健全性の直接的な指標となるものである。

また、HTTR と各国の高温ガス炉における運転中の Kr の放出率実績の比較^{3)、5)、6)}を図4に示す。ここで Kr は運転時に破損した被覆燃料粒子より 1 次冷却材（ヘリウムガス）中へ放出される希ガスの FP で、高温ガス炉の 1 次冷却系配管へ沈着しないことや、特に ⁸⁸Kr は先行核種の影響がないことから、その放出率は燃料の照射健全性を把握するための尺度とされている。

図4に示される通り、海外炉における Kr の放出率は独国で 10^{-7} レベル、米国で 10^{-6} レベルの実績であったのに対し、HTTR の実績は 10^{-9} レベルと 2～3 桁も低く、燃料の製造時に生じた極僅かな破損と表面汚染に起因する放出レベルと評価されている^{5)、6)}。また、HTTR における連続 50 日間、原子炉出口温度 950℃（世界最高温度）での運転実績（図5）⁷⁾からも、Kr の放出率が低いレベルで安定しており、燃料が非常に良好な健全性を有していることが実証されている。

以上のように、高温ガス炉においては燃料製造時の品質がその後の高温ガス炉の照射性能や安全性を決定する上で極めて重要であり、我が国の高温ガス炉用燃料技術は世界的にも最高レベルで確立されつつある。

4. 安全性の更なる向上

現在、高温ガス炉用燃料の安全性を更に向上させるための研究がおこなわれている。JAEA はカザフスタン共和国の INP（The Institute of Nuclear Physics）の研究炉 WWR-K を用いてより先進的な高燃焼度型高温ガス炉燃料の照射試験を実施している。

NFI が製造を担当したこの照射試料の被覆粒子は、HTTR 燃料用被覆粒子に比べ、表2に示す様に第1層の低密度 PyC 層と第3層の SiC 層をより厚くしている。このように被覆層を厚く設計することにより被覆層破損への耐久性向上を図っている。図6に示される様に、製造時に SiC 層が破損していた粒子が貫通破損粒子に至るまでの燃焼度が HTTR 燃料では青実線であったものが、改良燃料では赤実線まで大幅に改善されるなど、安全性の更なる向上が見込まれている。⁸⁾

5. まとめ

耐熱性、耐放射線性の高いセラミック材料のみで構成される高温ガス炉用燃料は、高温ガス炉の安全を担保する優れた特徴を有し、燃料製造時の品質がその後の高温ガス炉の健全性や安全性を決定する上で極めて重要である。我が国の高温ガス炉用燃料技術は世界的にも最高レベルで確立され、更なる向上も検討されている。

今後は、安全性に優れた高温ガス炉用燃料を健全且つ量産規模で製造できる技術と経験をもとに、高温ガス炉の安全設計や燃料製造プロセスを国際標準化することで、日本のみならず諸外国における安全なエネルギー源としての高温ガス炉普及実現に貢献することができると考えられる。

参考文献

- 1) S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al., *Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)*, JAERI 1332, Japan Atomic Energy Research Institute (1994).
- 2) W. Shenk, G. Pott, H. Nabelek, *Fuel Accident Performance Testing for Small HTRs*, J. Nucl. Mater. 171, 19-30 (1990).
- 3) International Atomic Energy Agency, *Fuel performance and fission product behavior in gas cooled reactors*, IAEA-TECDOC-978, International Atomic Energy Agency (1997).

- 4) S. Ueta, et al., *Development of high temperature gas-cooled reactor (HTGR) fuel in Japan*, Progress in Nuclear Energy 53 (2011) 788-793
- 5) K. Sawa, et al., *Integrity Confirmation Tests and Post-irradiation Test Plan of the HTTR First-Loading Fuel*, J. Nucl. Sci. Technol. 38(6), 403-410 (2001).
- 6) S. Fujikawa, et al., Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR, J. Nucl. Sci. Technol. 41(12), 1245-1254 (2004).
- 7) 植田他「HTTR (高温工学試験研究炉) の高温連続運転完遂 (3) 燃料の挙動」日本原子力学会 2010 年秋の大会 平成 22 年 9 月 15 日(水) 北海道大学
- 8) S. Ueta, et al., *Irradiation Performance of HTGR Fuel in WWR - K Research Reactor*, HTTR2014 Paper HTR2014-31213, October 27-31(2014)

表 1 HTTR 用燃料における主な品質管理項目と検査方法

検査対象	項目	方法	検査目的
燃料核	直径	PSA(Particle Size Analyzer)	燃料の核的・熱的性能の保証
	真球度	PSA(Particle Size Analyzer)	燃料の健全性の保証
	密度	水銀置換法	燃料の核的・熱的性能の保証
	不純物	発光分光分析法、 吸光光度法など	燃料の健全性の保証
被覆燃料粒子	被覆層厚さ	PSA(Particle Size Analyzer) 、 X線ラジオグラフ	燃料の機械的強度、耐照射性能の保証
	密度	第1層－水銀ピクノメーター法 第2層－浮遊沈降法 第3層－浮遊沈降法 第4層－液体置換法	燃料の耐照射性能の保証
	光学的異方性因子	光学的異方性測定装置 (第2層、第4層について実施)	燃料の耐照射性能の保証
燃料コンパクト	露出ウラン率	電気解砕－硝酸浸出法	燃料の健全性の保証
	SiC破損率	燃焼－硝酸浸出法	燃料の健全性の保証
	圧縮破壊強度	一軸圧縮法	燃料の健全性の保証
	マトリックス密度	計算法	燃料の核的・熱的性能の保証

表 2 WWR-K 照射高燃焼度型被覆燃料粒子の概要⁸⁾

	HTTR	Precursor researches	This study
Target burnup [GWd/t]	33	70 - 90	≥ 100
(Mean.)			
Kernel dia. [μm]	600	500 - 550	500
Buffer thick. [μm]	60	90	95
SiC thick. [μm]	28	30 - 35	35

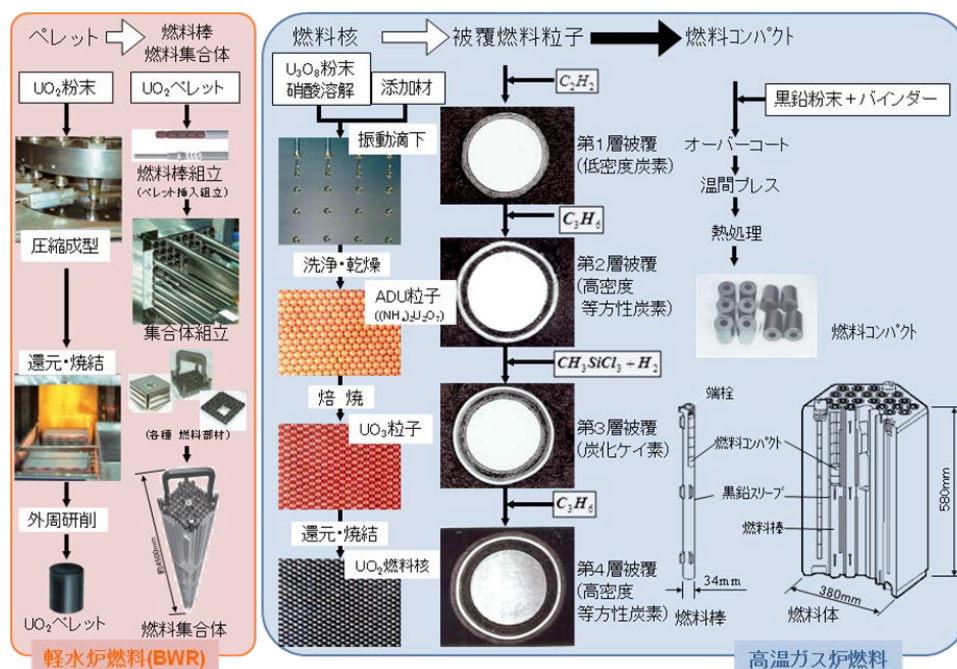
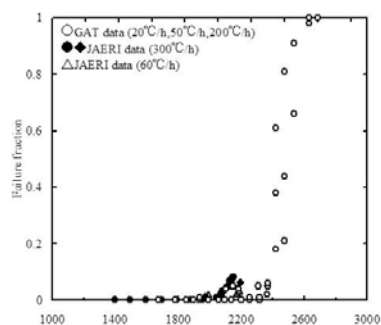
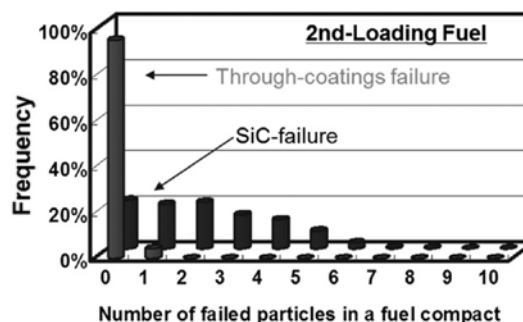
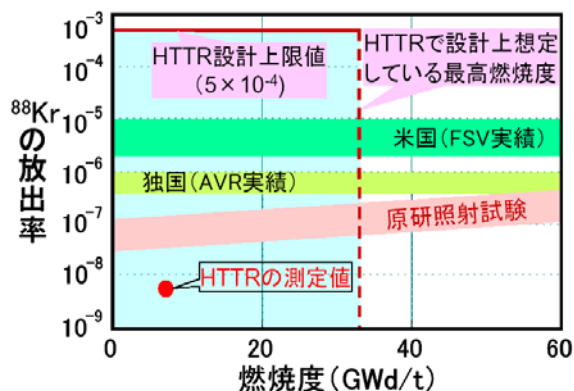
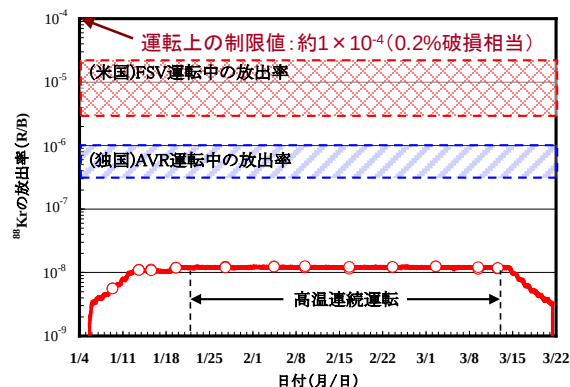


図1 高温ガス炉用燃料の製造工程 (軽水炉燃料製造工程との比較)

図2 温度と破損率の関係¹⁾図3 被覆燃料粒子の破損率 (HTTR 取替燃料)⁴⁾図4 HTTR の運転実績の例^{3, 5, 6)}図5 HTTR 連続 50 日間 950°C 運転時の実績⁷⁾

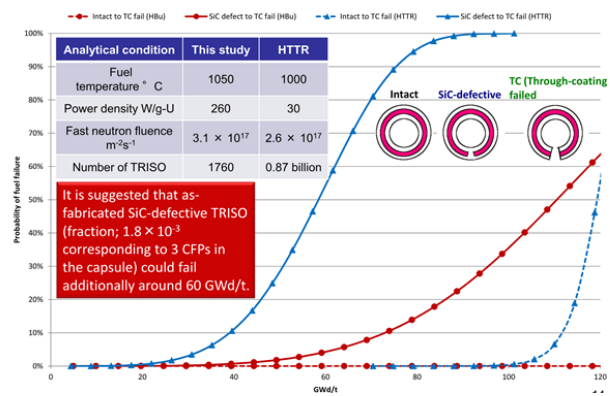


図6 WWR-K 照射高燃焼度型燃料の破損予測⁸⁾

Masaki Honda

Nuclear Fuel Industries, LTD.

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について
(「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告)」

(4) 高温ガス炉黒鉛の安全性

(4) Safety of graphite components in HTGR

東洋炭素株式会社 國本英治

1. はじめに

高温ガス炉 (HTGR) は、安全性に優れ、第 4 世代原子力システムの有力な候補の一つとして注目されており、世界的に研究開発が進められている。我が国においては、(国研)日本原子力研究開発機構 (JAEA) において、1998 年に初臨界を達成した高温工学試験研究炉 (HTTR) を中心に研究開発が進められている。

黒鉛材料は、高速の中性子を減速する減速材及び中性子を反射する反射材としての特性を備えており、耐放射線性・耐熱性・耐食性を有することから、高温ガス炉等の炉心用構造材として用いられている。HTTR の炉内構造物として採用されている IG-110 黒鉛は、世界で稼働中 (HTR-10 (中国))、および建設中の HTR-PM (中国) にも採用されている。本セッションでは、その高温ガス炉用 IG-110 黒鉛の化学的・機械的特性、照射挙動を示し、安全性及び健全性について紹介する。

2. 黒鉛について¹⁾

黒鉛は、他の工業材料にない導電性、耐熱性、伝熱性、潤滑性、耐薬品性などの優れた特徴がある。また、原料及び製造方法の組合せにより、多種多様な特性を設計できる材料である。さらに軽量で加工性が良いことから、冶金、化学、電気、航空宇宙や原子力など多くの産業分野で使用されている。しかしながら一般生活において黒鉛の存在を目にする機会は少なく、いわゆる「工業界の黒子」として活躍している。

2.1 黒鉛の化学的・機械的特性

黒鉛は完全還元雰囲気では、2500～3000℃でも物理的・化学的に安定した物質であり、高温構造材として使用されている。また、黒鉛の化学的特徴として、高温での酸化反応が挙げられる。約 3000℃で黒鉛化された黒鉛は揮発成分が無いいため難燃性であるが、IG-110 黒鉛は、ハロゲンガス中、約 2000℃に加熱し、酸化触媒となる金属不純物を低沸点のハロゲン化合物にして揮発させ除去した高純度材料であるため、炭素原子の酸化反応が極めて遅く、さらに難燃性の材料である。さらに、IG-110 黒鉛は緻密で内部気孔が少なく、反応表面積が小さいため、反応ガスが黒鉛内部まで拡散しにくく、耐酸化性を向上させている。

黒鉛の特筆すべき特徴として、強度が 2500℃まで温度と共に増大し、さらに常温強度の約 2 倍にも達することが挙げられる。この特異な性質により高温の用途には必要不可欠な材料となっている。また、微粒等方性黒鉛は、粗粒黒鉛と比較して、高強度でばらつきが小さい特徴を有している。

2.2 黒鉛の照射挙動

黒鉛は高速中性子の照射により、結晶中の炭素原子の層に垂直な c 軸方向では伸び、層平面の a 軸方向では収縮する挙動を示す。これは、中性子にはじき出された炭素原子が層間に入りクラスターを形成するためである。さらに照射が進むとクラスターは、成長し格子間型の転位ループとなり、新たな一層を形成し、c 軸方向に伸びが生じる。この結果、炭素原子が抜けた空孔の応力緩和により a 軸方向は収縮する。このように大きなループは、格子中に新たな結晶平面ができていることを意味しており、巨視的な寸法変化を引き起こす要因となる。その他にも、黒鉛は照射によって熱伝導、ヤング率、強度、熱膨張係数等が変化し、照射によるクリープも引き起こされる。

3. 高温ガス炉黒鉛構造物に関する安全要件について

日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年 5 月～平成 27 年 2 月）において策定された「実用高温ガス炉の安全要件」のうち、高温ガス炉黒鉛構造物に対する安全機能と安全上の機能要求の達成に必要な、「構造物として求められる特性」と「材料として求められる特性」を以下に示す。

3.1 構造物として求められる特性

構造物としての設計における基本的な考え方は次のとおりである。

黒鉛構造物は、すべての原子炉システム状態で生じ得るすべての劣化プロセスとの組み合わせにおいて、その構造上の健全性を維持するとともに炉心の構造材として必要な性能を有し、また、原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件に十分に耐えるように設計されなければならない。

黒鉛構造物に構造物として求められる特性は、次のとおりである。

- ① 黒鉛構造物から構成される炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有すること
- ② 黒鉛構造物から構成される炉心は、炉心からの除熱に関する性能要求を満足できる伝熱特性を有すること
設計において考慮すべき伝熱特性に関する劣化プロセスは、次のとおりである。

✓ 照射及び温度変化による変形及び物性値の変化

- ③ 構造上の健全性を維持できること

構造上の健全性維持については、設計限度として黒鉛構造物の応力制限を規定するとともに、発生する応力評価を行い、これが応力制限を満足するように設計する。設計においては、次の荷重を考慮する。(1) 自重、(2) 他の構造物の重量、(3) 地震荷重、(4) 熱荷重、(5) 流体振動、(6) 関連構造物との摩擦相互作用、(7) 照射ひずみ（炉心黒鉛構造物）、(8) 炉心差圧（炉心支持黒鉛構造物）また、発生応力の評価に当たっては、照射効果、酸化効果を考慮する。これらより、設計において考慮すべき強度に関する劣化プロセスは、次のとおりである。

- ✓ 流体励起振動などを含む静的及び動的な荷重
- ✓ 照射又は化学的影響に起因する変形及び物性値の変化

また、黒鉛構造物は、取り扱いに伴う荷重及び応力に耐えるものでなければならない。

3.2 材料として求められる特性

黒鉛構造物として使用する黒鉛に求められる材料特性及びこれに関する指標をまとめると、以下となる。

- ① 高熱伝導特性 : 熱伝導率(炉床部断熱層は除く)
- ② 高強度特性 : 曲げ強さ、引張強さ、圧縮強さ
- ③ 耐酸化性特性 : 灰分量
- ④ 低放射化特性 : 放射化性不純物

上記の特性項目について、未照射時及び原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件下において、十分な特性を有することが必要であり、これを満足するのが等方性黒鉛または準等方性黒鉛である。

なお、原子力の黒鉛構造物に使用される黒鉛には、核的特性（低ホウ素当量）が要求されるが、安全上の機能を果たすための要件ではないため、ここでは考慮しない。

また、商業用高温ガス炉の黒鉛構造物として採用するためには、上記の「材料と求められる特性」を満たし、なおかつ以下 4 点を満たすことが重要である。

1. 優れた耐中性子照射特性を持ち、設計上有効な熱的、機械的な照射データを有すること。

2. 構造上の安全性の観点から、高強度でばらつきの少ない材料であること。
3. 等方的性質を有し、大型サイズが製造出来ること。
4. コストパフォーマンスに優れて、長期間安定した供給が可能であること。

我が国では、1977 年から HTTR の建設に向けた各種材料の R&D が開始された。IG-110 黒鉛は、高耐熱性、十分な強度、高い品質安定性を有していることが立証され、中性子損傷に関する数多くのデータも有していることから、現在稼働中の高温ガス炉（HTTR, HTR-10）に採用されている。

3.3 高温ガス炉黒鉛構造物の規格案

将来の実用高温ガス炉の黒鉛構造物の規格化に必要な内容を検討するため、2008 年に「高温ガス炉黒鉛構造物規格化のための調査検討」特別専門委員会が日本原子力学会に設立された。委員会においては、実用高温ガス炉の黒鉛構造物の規格化のため、HTTR の黒鉛構造物設計方針を見直し、IG-110 黒鉛の設計用照射データを示すと共に、照射データの内外挿による評価手法を検討した。また、米国機械学会(ASME)で検討されていた高温ガス炉黒鉛構造物の規格の調査、相互の整合性の検討がなされた。委員会の活動の結果、2009 年に ASME に先駆けて世界的に受け入れられる「高温ガス炉黒鉛構造物規格原案」がまとめられた。

3.4 IG-110 黒鉛の健全性・安全性

通常、黒鉛製造では、厳しい品質保証体制のもと、種々の検査項目を設定することにより、健全性を確保している。中でも、IG-110 黒鉛は、原子力用黒鉛として数十年にわたり安定した品質を維持し、長期間安定した供給が可能な材料である。

IG-110 黒鉛は高強度で、ばらつきが小さいため、高温ガス炉黒鉛構造物の設計上、十分な安全上の裕度が確保できる。等方性黒鉛の製法及び検査項目については、既に多くの解説があるので詳しくはそれらを参照されたい¹⁾²⁾。

4. まとめ

- ・高温ガス炉黒鉛構造物が構造上の健全性を維持するためには、高熱伝導特性、高強度特性、耐酸化特性、低放射化特性に優れた黒鉛であることが求められる。
- ・高温ガス炉黒鉛構造物の設計においては、十分な安全上の裕度が必要である。この要求には高強度でばらつきが小さく、安定的に供給され、さらに豊富な照射データを持つ黒鉛を使用することが重要である。
- ・微粒等方性である IG-110 黒鉛は、原子力用黒鉛として HTTR（日本）、HTR-10（中国）に使用された実績を持ち、建設中の HTR-PM（中国）にも採用されている。
- ・実機の HTGR から取得される様々な IG-110 黒鉛のデータは、将来建設されるであろうカザフスタン、中国、米国等の HTGR に活かす事が期待される。

参考文献

- 1) 東條純, 等方性黒鉛の製法と主な用途, TANSO, No.234, pp.234-243(2008)
- 2) 東洋炭素(株)ホームページ, <http://www.toyotanso.co.jp/>

総合講演・報告 2「高温ガス炉の安全性について
（「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告）」

(5) IAEA CRP の活動状況

(5) Status of IAEA CRP on HTGR safety design

大橋 弘史

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、1000℃近い高温の核熱を水素製造やガスタービン発電等に利用することから、第4世代原子炉のひとつとして世界各国で実用化に向けた研究開発が実施されている。我が国では、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、高温ガス炉技術基盤の確立が進められている。また、平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」や「日本再興戦略」改定2015（平成27年6月閣議決定）などにおいては、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進することが明記され、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、原子力の安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。日本原子力学会では、HTTRの設計、建設及び運転・試験、並びに、実用高温ガス炉の設計研究等を通じて蓄積してきた我が国の高温ガス炉技術に基づく実用高温ガス炉の安全基準の国際標準化に資するため、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成25年度～平成26年度）において、実用高温ガス炉の安全基準のうち機能要求を規定する安全要件を作成した。日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、平成26年12月から3年計画で開始した国際原子力機関（IAEA）の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（Coordinated Research Project：CRP）に参画し、日本原子力学会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の国際標準化を目指した活動を進めている。本講演では、実用高温ガス炉の安全要件の概要及びIAEA CRPの活動状況について報告する。

2. 実用高温ガス炉の安全要件

2-1. 安全確保の考え方

安全要件の作成にあたり、実用高温ガス炉における安全確保の基本的な考え方を以下のように定めた。

- ・ 放射性物質の重大な放出を招く可能性のある状況が実質的に排除されるようにする
- ・ 被覆燃料粒子による放射性物質の閉じ込め機能が維持されるようにする
- ・ 受動的な安全設備あるいは固有の特性に基づき、必要な安全機能を達成する

すなわち、実用高温ガス炉の安全設計では、多重故障を伴う事象に対しても設計で対処し、炉心の著しい損傷事故（被覆燃料粒子被覆層の損傷に伴う環境への著しい放射性物質の放出）が発生しないように設計することを要求することとした。

2-2. 実用高温ガス炉の安全要件の概要

上記の安全確保の考え方に基づき、実用高温ガス炉の安全要件を作成している。このうち、原子炉の基本的な安全機能である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を中心に、軽水炉の安全要件との違いを含めながら以下に概説する（図1）。

(1) 放射性物質の閉じ込め

軽水炉の安全要件では、燃料要素及び燃料集合体に関して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にのみ、これらの健全性維持が要求されている。一方、実用高温ガス炉では、被覆燃料粒子の優れた放射性物質閉じ込め機能を活用し、原子炉格納施設への放射性物質閉じ込め機能要求を緩和すること、更に、

究極の安全性を目指した高温ガス炉では、事故状態に被覆燃料粒子のみに放射性物質閉じ込め機能を期待することを目指している。そこで、運転状態及び事故状態のすべてにおいて、安全確保の観点から要求される放射性物質閉じ込め性能が維持されるように設計することを被覆燃料粒子に対する安全要件としている。また、軽水炉の安全要件では、事故時の放射性物質の閉じ込め機能要求を課す設備として「格納容器」の設置を規定しているが、実用高温ガス炉の安全要件では、燃料に対して事故時における放射性物質閉じ込め機能維持を要求することにより、気密性能の緩和（コンファインメントの適用）を容認している。

(2) 原子炉の停止

高温ガス炉では、原子炉停止系として制御棒系と後備停止系（制御棒系が何らかの原因で挿入できない場合のバックアップ）を設ける設計が一般的である。一方、HTTR を用いた安全性実証試験で確認されているように、高温ガス炉は優れた固有の炉停止特性を有し、燃料の高い耐熱性や出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対して炉心の温度変化が小さくかつ緩慢である特性とあいまって、1 次系の冷却機能が喪失し、かつ、原子炉スクラムに失敗したような場合でも、物理現象のみによって反応度が自然に低下し、燃料温度が制限温度以下に自然に静定する固有の安全性を有する²⁾。このような特長を考慮し、軽水炉の安全要件では原理の異なる独立 2 系統を要求しているのに対し、高温ガス炉の安全要件では原理の異なる 2 つの手段を要求することとし、固有の炉停止特性を 1 つの停止手段とみなす考え方としている。

(3) 炉心からの除熱

HTTR を用いた安全性実証試験によって、炉心の強制冷却を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、原子炉圧力容器の外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能であることの実証を進めている²⁾。すなわち、安全上、炉心の強制冷却は不要であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が維持されない事故時を含め残留熱の除去が必要なすべての状態において、炉室の自然対流及び原子炉圧力容器からの熱放射によって間接的に炉心を冷却できる可能性がある。このことから、実用高温ガス炉の安全要件では、軽水炉に要求されている非常用炉心冷却（能動的な炉心の強制冷却）を適用除外とし、原子炉圧力容器の外面からの受動的な残留熱除去（受動的な炉心の間接冷却）のみを要求する考え方としている。

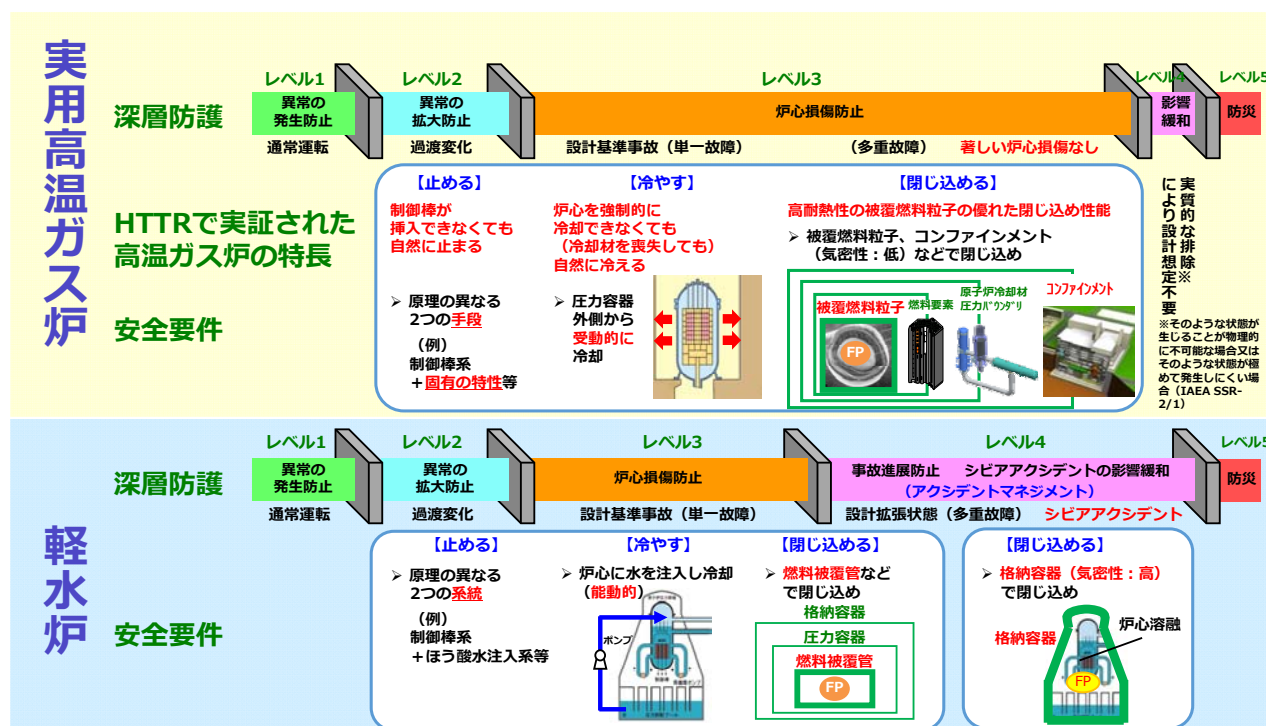


図1 実用高温ガス炉の安全要件の概要

また、外部電源喪失に対しては、受動的な設備と固有の安全性による安全確保を要求しているため、軽水炉で規定されている炉心の溶融の影響を緩和するために必要な設備への電源供給は不要であり、プラントパラメータ監視、放射線モニタリングへの電源供給のみを要求している。

3. IAEA CRP の活動状況

3-1. IAEA CRP の概要

高温ガス炉の安全設計に関する CRP (CRP on Modular High Temperature Gas Cooled Reactor Safety Design) は、高温ガス炉の優れた安全上の特長を考慮した国際標準となる安全要件案を検討することを目的とし、平成 26 年 12 月に IAEA 協力研究計画委員会において、その開始が決定された。期間は 3 年間、参加国は日本、中国、独国、インドネシア、カザフスタン、韓国及び米国の 7 カ国であり、日本からは原子力機構が参加している。これまで、平成 27 年 6 月に IAEA (オーストリア・ウィーン) において、第 1 回研究調整会合が開催されている。

3-2. 第 1 回研究調整会合の概要

第 1 回研究調整会合には、CRP 参加国 7 カ国とオブザーバー 2 カ国 (英国、南アフリカ) から 15 名が参加し、CRP におけるタスクの分担、各タスクのリード国、報告書の内容、今後の進め方などが議論された。原子力機構からは、日本原子力学会において作成した高温ガス炉の安全要件を提示し、これをたたき台として検討を進めることを提案した。また、米国からは、米国 DOE の主導により取りまとめられた新型炉の Safety Design Criteria (SDC) が紹介された。議論の結果、本 CRP では日本と米国が提案する 2 つの安全要件を検討しつつ、日本が提案した安全要件をベースとして、米国の SDC や他国 (独、中国や南アフリカ等) における過去の許認可に関する知見を必要に応じて補足することにより、NE Series Technical Report にまとめることとなった。

3-2. 現在の活動状況

現在、CRP 参加国が日本から提示した安全要件をレビューするとともに、原子力機構は米国 SDC などのレビューを進めている。原子力機構による米国 SDC のレビュー内容は、日本原子力学会「ブリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において報告され、日本原子力学会で作成した安全要件に対する過不足などについて議論している。次回の第 2 回研究調整会合 (平成 28 年 6 月) では、日本が提示した安全要件及び米国 SDC の技術的な内容などについて議論を行う予定である。

4. まとめ

本講演では、IAEA における国際標準化を目指して日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の概要及び IAEA CRP の活動状況について報告した。原子力機構は、我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ国際的な原子力安全性の高度化へ貢献するため、日本原子力学会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の国際標準化を目指し、IAEA CRP を主導していく。

参考文献

- 1) IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (2012).
- 2) K. Takamatsu, D. Tochio, S. Nakagawa, et al., "Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power," J. Nucl. Sci. Technol., Vol.51, No.11-12, p.1427-1443 (2014).

Hirofumi Ohashi

Japan Atomic Energy Agency

[OV03] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[OV0301] (1)Introduction of the Investigation Committee

* Tadashi Narabayashi¹ (1.Hokkaido Univ.)

[OV0302] (2)On Numerical Models for Mechanical behavior of Rock Mass

* Takashi Kyoya¹ (1.Tohoku Univ.)

[OV0303] (3)Facilitation of cooperative discussion among scientists and engineers to cope with fault rapture hazards

* Kazuo Tani¹ (1.Tokyo Univ. of Marine Science and Technology)

[OV0304] (4)An Interim Report of the Investigation Committee

* Takashi Dodo¹ (1.JANSI)

総合講演・報告3『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告

(1) 調査専門委員会について

(1) Introduction of the Investigation Committee

奈良林 直¹¹北海道大学、調査専門委員会主査

1. はじめに

1-1. 調査専門委員会の活動目的

「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会では、活断層の活動等に伴って生じる断層変位も外部ハザードの一つと捉え、施設に与える影響に関する工学的な評価手法について、既往の研究成果を活用しながら、関連する多分野の専門家の協働により調査検討を行う（図1）。

それに基づき、不確実性を踏まえたトータルのリスク評価、リスクを低減するためのアクシデントマネジメントの方策等にまとめ、原子力施設の安全性向上に資していく。

成果は報告書にまとめて国内外に発信するとともに、標準化の活動等に供していく。

1-2. 活動状況

本調査専門委員会の設置期間は、2014年

10月～2016年9月の2年間であり、これまでの1年半の間に、調査専門委員会を7回、傘下の原子力分科会を5回開催し、調査検討を行ってきた。

この2016年春の年会において中間報告を行い（講演(1)、(4)）、本年9月までに最終報告書をまとめる予定である。（検討状況はホームページ参照 http://www.aesj.net/sp_committee/com_dansou）。

2. 検討の背景、問題認識

2-1. 断層変位への取組みの必要性

我が国は地震国であることから、原子力施設の立地・設計においては、最新の知見を踏まえて地震や津波を考慮した取組みが行われてきた。

しかし、2011年3月11日に発生した東日本大震災において、東京電力福島第一原子力発電所は安全上重要な施設は地震動に対して機能を維持したが、想定を上回る高さの津波の来襲を受け、全電源喪失とそれに伴う過酷事故が誘起された（以下「福島第一事故」という。）。事故の要因として、各事故調査報告書では、津波の想定において最新知見の反映ができていなかったことや、想定を超える事象に対する備えができていなかったことなどが指摘されている。

この事故により、社会は、“原子力が持つリスクがどのように顕在化するのか”を経験し、また、不確実さの大きい自然現象に対する原子力施設のリスク管理への取組みをあらためて考える重大な契機となった。

導き出される重要な教訓の一つは、関連する分野の専門家は、お互いに協力して、どのように原子力安全の確保に取り組むべきかをもっと注意深く考え、施設の安全性向上・リスク低減に向けた弛まぬ取組み

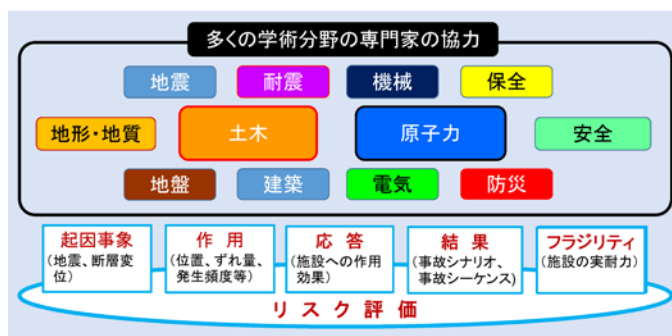


図1 学術分野横断の検討スキームの構築

*Tadashi Narabayashi¹¹Hokkaido University, Chairman of the Committee

を進めていかねばならないということである。

福島第一事故後の規制体制や基準が見直される中で、既設の原子力施設において、敷地内の断層変位の可能性の有無についての議論が生じており、断層変位の施設への影響の解明が喫緊の課題となっている(図2)。

地表に断層変位が生じる頻度は非常に低く、不確実さが大きい現象である。また、実験による模擬も難しい。このような不確実さが大きい事象の理解においてはその分野の専門家の意見が重要となるが、特に自然科学の分野においては、専門家でも様々な見解が存在し得る。

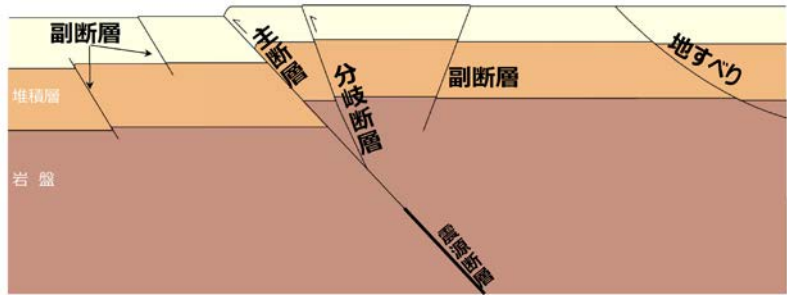


図2 地表付近の主な断層変位

2-2. 工学的対応の重要性

原子力施設の利用を進めていくに際して、福島第一事故の反省の上に立てば、対象とする自然現象がどれだけ分かっている、不確実さがどの程度あるのかについて専門的な知見を動員し、施設の安全性評価の観点から幅広い意見を集約し、科学的に多面的に検討を行うことが必要となる。

そして、最新の知見を反映した想定を行ったとしても、特に自然現象は不確実さが大きく、想定を超えることが起こり得るものとして備えをしておかねばならない。このことは、我が国において福島第一事故以前には欠けていた点である。科学的想像力を持ち、あらゆる力を使ってそれに備えるという発想が求められている。想定外をなくすには、多面的な多くの想定を行う以外にはない。

想定を超えた領域への対処は、リスク評価に基づく手法によって検討を行い、その評価結果から得られる情報を活用して、施設の安全性向上等のための意思決定を行うことが重要となる。リスク評価は、想定を超える外力に無防備になるのを防ぐために意義がある。また、リスク評価は、原子力安全の基本概念である深層防護の有効性を確認することにもなる。

このような科学的、技術的に合理的な取組みによりリスクを低減していく努力によって、「人と環境を守る」という原子力安全の目的を達成していかねばならない。

原子力施設という総合システムの安全確保は、幅広い分野の知の統合により成り立つものである。自然科学分野の知見も最大限活用し、原子力施設の安全確保を確実なものとするために、工学の果たす責任は極めて大きい。工学の責任は将来予測ではなく、想定を超える事象まで含めてシステムパフォーマンスを明確化し、原子力安全のため、更にどのような対処をすべきかを提示していくことである。

本調査専門委員会を対象とする断層変位も、地震や津波などと同様に外部ハザードとなり得る自然現象の一つと捉え、上述の認識に則って、その影響の程度を評価し、施設に如何なる影響をもたらすかをシナリオとともに評価することが原子力安全の考え方に沿った対応となる。その評価のための技術は、各学術分野においてすでに蓄積されてきている。

断層変位の施設にもたらす影響を評価して、対応策などの意思決定に繋げ、その結果を社会に提示していくことが、原子力安全に関わる者の責務と言える。

断層変位の可能性の有無のみの判断（＝いわば“ゼロ変位要求”）をしても、原子力安全に関わるリスクを評価したことにはならない。断層変位が生じる頻度やその特徴などの不確実さも踏まえて、科学的に分析されたシナリオとともに断層変位の施設への影響を評価することが、原子力安全に関わるリスク評価となる。リスクを評価し、リスクを可能な限り低減させる努力を促すことができる首尾一貫した考え方が重要である。

福島第一事故の教訓を踏まえて原子力利用について社会の信頼を獲得していくために、リスクの再認識、原子力安全を確保するための一貫した取組み、安全性を継続的に改善する姿勢、それらに関する国内外への説明責任が重要であるということを、本調査専門委員会としても強く認識するものである。

3. 断層変位に対するリスク評価の基本的考え方

3-1. 原子力安全の考え方

原子力安全の目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することであり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとするることである。

これらの達成のため、国際的にも有効であると考えられているのが、深層防護の概念の適用である。

深層防護とは、原子力安全の目的の達成のために、ある目標をもった幾つかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら、次のレベルで防護するという概念である。

これは、人と環境に影響を与えるまでの種々の現象には人知が及ばない振る舞いが存在し得ることから、事前に充分と思われた対策でも思いがけない理由で失敗するかも知れないという不確実さの影響を考慮して、別の対応策、次の防護レベルの対応策を繰り返すことにより、一連の防護策全体の実効性を高めるという考え方である。

これら防護レベルの手段には、物理的な障壁のほか、例えば制御・管理や緊急時における対応手段も含まれる（ハード対策、ソフト対策）。

具体的な対応策においては、防護レベルを多層とすることを基本的な考え方として、想定する事象に対して複数の防護レベルで様々な手段を用意する。

また、特に自然現象のように不確実さが大きいものに対しては、事前の想定を逸脱したシナリオとなる場合もあり得るとして、不確実さに対する備えを多層とすることで、防護策全体の効果を高めることができる。

さらに、極めて頻度の低い事象や経験のない事象に関しては知識の不完全性による限界があることから、想定を超える領域の存在が否定できないとして、当該ハザードの特徴を踏まえた異なる質（工学的に違った切り口）の防護策を講じておくことが有効となる。

すなわち、不確かさに対処しつつリスクの顕在化を防ぐために深層防護の概念を適用することが有効であり、その的確な適用により、事象の早期の収束や機能の復旧などのレジリアンスの考え方も含めて、全体として質の高いロバストな対処が可能となる。

深層防護の考え方は、原子力安全を確保するための普遍的な考え方であり、それを積極的に講じることが重要な戦略となっている。

この深層防護の考え方を的確に適用し、効果的にリスクを低減を図るためには、リスク評価を実施することが有効である。

潜在的なリスクを管理するためには、リスクの三重項（リスクトリプレット）に答えることが必要であることが提唱されている。

- ①どのような望ましくないことが起こるか？ What can go wrong?（事故シーケンス）
- ②その発生可能性は如何ほどか？ How likely is it?（頻度）
- ③その影響はどのくらいか？ What its consequences might be?（影響）

福島第一事故を踏まえると、リスク評価の重要性が一層高まっている。リスク評価は、定量的なリスクの程度や弱点の把握ができ、また、多くのシナリオを取り込むことで想定外を少なくすることができる。

すなわち、「どのような望ましくないことが起こるか」というシナリオを幅広く考慮することが重要で、

事象の進展についての検討を行うアプローチが必須の取組みとなる。その取組みが原子力安全において価値を生み出す。

自然現象の一つである断層変位に対してもこの考え方を適用して原子力安全を考えること、すなわちリスクを評価するアプローチが必要であり、そのことにより、原子力安全の取組みが全体として首尾一貫した対応となる。

原子力安全の考え方からは、リスクへの寄与が小さいことが明らかでない限り放置してはならず、リスクの定量化の努力を行い、定量化が不完全にしかできない場合であっても、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

3-2. 断層変位に対する安全の考え方

原子力施設の場合、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤に断層変位の想定をする必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。

すなわち、施設を設置する場合は、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定を不要としていた。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破碎帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置地盤の支持性能等の検討はこれまでもなされている。

福島第一事故の教訓を踏まえると、可能な限り想定外をなくすことが必要で、その上で、想定を超えた領域に対しても対処を行い、リスクをできる限り低減することが求められる。

断層変位については、上記のとおり、施設設置時点の判断により施設への影響評価の想定に含めていなかったが、想定から排除せずにリスク評価を行うことが、隙間のない一貫した原子力安全の対応となる。

既設の原子力施設において、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じた場合には、地形・地質調査などから得られる情報に基づき断層変位という事象の内容（発生位置、ずれ量、方向、頻度など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが基本的な手順となる。これら評価においては、不確実さが適切に考慮されねばならない。

その上で、想定する断層変位を設定しても、事象の不確実さが大きいことから、想定を超える場合も考慮してリスク評価を行うことが必要である（図3）。

ここで、断層変位により発生する事象に対しても、深層防護の考え方で対処することが基本であり、有効である。知識やデータが限られている低頻度事象に対して、深層防護は一層重要な戦略となる。

既設の原子力施設においては、福島第一事故の経験を踏まえ、深層防護の考え方も適用しながら、アクシデントマネジメントなど、様々な対応策が講じられている。

これらは断層変位を想定して講じられてきているものではないが、事故以前よりもロバストな防護策が講じられていると考えられることから、これらも含めて、断層変位に対する評価をしていくことが技術的に理に適っている。

具体的には、例えばすでに地震動などに対してなされていた設計あるいはその設計裕度の範囲において、想定する断層変位に対しても安全上重要な機能を有する施設（SSC）の要求性能が満足されるかを確認する。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合が考えられる。

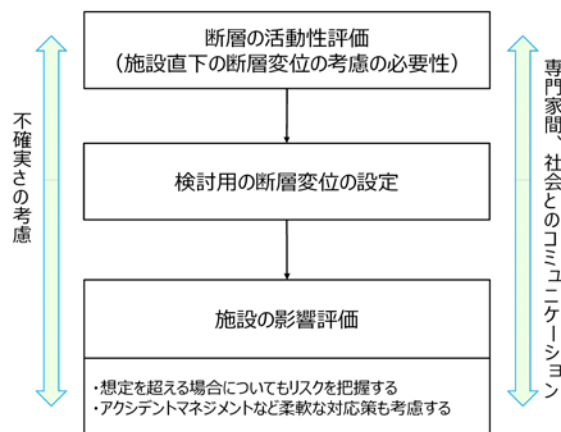


図3 既設炉の対する評価手順案

また、既設炉の当初設計においては断層変位を設計基準事象としては想定していなかったことから、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された影響緩和策（アクシデントマネジメント）も含めた有効性についても検討を行う。

さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行い、アクシデントマネジメントの有効性の検討を行う。

これらの評価・検討においては、断層変位の生じる頻度や現象の特徴を踏まえた考慮が重要となる。

例えば、想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置（弱面の位置）に設定することができる。このことは、断層変位により施設に発生するせん断応力等の伝搬が施設内において空間的に限定される可能性があるため、そのことを事故シナリオの中に考慮することが重要となる。同様の機能を有する SSC が分散配置されていれば、共通要因故障の回避を考慮することができる。さらに、現在、より一層の信頼性向上のために航空機落下やテロなどへの対処が検討されており、想定を超える断層変位の評価においては、このような大規模損壊に対する対応策も考慮することができる（図 4）。

以上、断層変位に対しても多段階リスクマネジメントのスキームで考えていくこと、すなわち、高頻度で被害が小さい事象に対する対象領域から、低頻度ではあるが被害が大きい対象領域まで、それぞれの領域に応じた考え方、例えば工学的に質の異なる対応策で考えていくことが重要である。

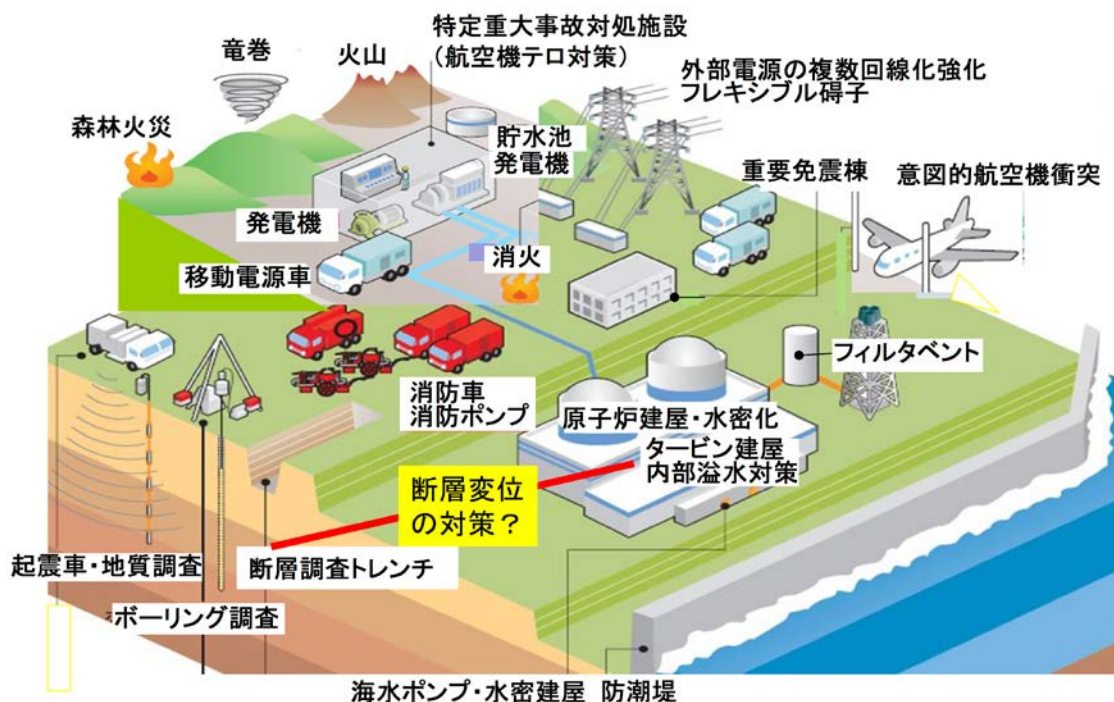


図 4 新規制基準への対応策の概要

なお、本調査専門委員会の検討に当たっては、日本原子力学会標準委員会から発刊されている「原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則」、「原子力安全の基本的考え方について第Ⅰ編 別冊 深層防護の考え方」、「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」などを踏まえている。

総合講演・報告 3 「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

(2) 岩盤の力学挙動の数値解析モデルについて

(2) On numerical models for mechanical behavior of rock mass

京谷孝史

東北大学

1. 岩盤力学の始まり

岩盤力学の歴史は長くはない。第二次大戦後、ヨーロッパの復興のためにダムやトンネル、発電所などのインフラが盛んに作られるようになった。その頃は、ダムなど大型構造物は表層地盤を剥いで岩盤に構築すれば心配ない、岩盤は壊れないということが常識であった。ところが、1959年にマルパッセダム(仏)、1963年にバイオントダム(伊)において岩盤の破壊による大事故が続けて起きたことを契機に、岩盤力学体系化の機運が一気に高まった。そして、国際岩の力学連合会が組織され1966年にリスボンにおいて第一回目の岩の力学に関する国際会議が開催された。ちょうど50年前、それが岩盤力学の本格的な始まりである。

2. 岩盤の力学挙動に対する数値解析モデル

岩盤は種々の岩石から構成され、大小様々の不連続面で構造化された半無限体である。その力学挙動は構成岩石の材料特性と不連続面が定める構造的特性の二つの要因に支配される。したがって、岩盤の力学挙動を扱う力学モデルは、岩石材料の力学特性と不連続面による構造的特性を合理的に取り込んだものでなければならない。岩盤の力学モデルはこの難しい要請に応えなければならないのだが、それは有限要素法に代表される数値解析モデルの豊かな表現力に支えられて、種々の数値解析モデルとして実現することとなった。そうした岩盤に対する数値解析モデルは、不連続面の表現方法の違いから不連続体モデルと連続体モデルの二つのグループに大別される。

不連続体モデルは、数値解析モデル上で不連続面をそのまま陽に表現する。そして、不連続面による構造特性は数値計算の過程において自然に表現されることに期待する。裏を返せばモデルにおける不連続面の配置が解析結果を左右する。もしも、岩盤内部の不連続面が完全にわかっているならば不連続体モデルは岩盤の力学挙動を極めて高精度で予測するであろう、がそれは望めない。

一方、連続体モデルは、不連続面の力学的効果を構成則のレベルで表現して岩盤を連続体として扱う。そのため解くべき支配方程式が具体的に表されて力学問題としての見通しがよくなるという利点がある。しかし、不連続面の力学的効果を表現する完璧な力学論理は今のところ存在せず、この点において様々なアイデアが示されて百家争鳴状態となっている。

3. 課題と展望

計算機の処理能力の飛躍的向上と計算力学の目覚ましい発展により、適切なモデル化が出来ればどんなに複雑な現象についても高い信頼性で数値解析ができる環境が整いつつある。岩盤に対しても、その正確な構造体モデルを得ることができれば、力学が教えるところに従って合理的な範囲で複数のモデルを設定し、十分なケーススタディを通して「想定外の事象」を「想定内の事象」にしてしまう予測評価が可能となると思われる。課題は、岩盤力学理論モデルの高度化とそれに呼応した構造体モデルの精緻化であろう。

Takashi Kyoya

Tohoku University

総合講演・報告 1 「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

(3) 理学と工学の間で協調的な対話を進め、断層変位ハザードに対応しよう

(3) Facilitation of cooperative discussion among scientists and engineers to cope with fault rapture hazards

谷 和夫¹¹東京海洋大学**1. はじめに**

いくつかの原子力施設のサイトでは、断層変位ハザードへの対応が「将来活動する可能性のある断層等」の有無に置き換わり、不毛な議論が続いている。この困難な状況を打開するためには何をなすべきか、以下に私見を述べる。

2. 問題の背景と原因

このような状況に至った背景の主なものに、①‘変位が生ずるおそれがない’ことの証明は極めて困難なこと、②工学の対応に不信感を抱く理学の専門家がいないこと、③設計条件である断層変位を決めることは不可能であること、④現状ではリスクを評価することは難しいこと、が挙げられる。①消極的事実の証明の困難性（悪魔の証明）、②活断層の認定を巡る過去の経緯、③活断層学が学術として発展途上（未熟）であること、④リスク評価技術が実装レベルに達していない（未完成）なことがそれぞれの原因であろう。

3. 信頼関係の構築、連帯責任、総合的な評価のために‘協調的な対話’を

上記の4項目にどのように対処すべきであろうか。まず、①活動性を否定できなければ、変位することを前提にするより他はない。次に、②不信感を取り除き信頼関係を構築するためには、相互理解を進めるための対話が不可欠である。さらに、③④理学・工学の学術・技術の不十分さを補うために、相互の情報を共有した上で安全性を総合的に評価し、その協働作業に対して連帯して責任を負うとするのが良い。すなわち、「ハザード（断層変位）を理学の研究者が決めてもらえれば、後は、工学の技術者は安全な施設を設計する」という安全性評価の仕組みを、「リスクの大きさを厳密には決めることが難しいことを前提に、理学と工学の専門家が協調的な対話を通じて、施設の安全性を総合的に評価する」という新しい仕組みに転換することが肝要と考える。信頼関係の構築、連帯責任、総合的な評価を実現するためには、理学と工学の間で、巷に言われている理学・工学の連携や融合とは異なる‘協調的な対話’を行う仕組みを安全性照査のプロセスに取り込む必要がある。

4. ‘協調的な対話’の例

‘協調的な対話’の重要性が指摘された例には、基礎設計に係る包括的なコード「地盤コード 21」¹⁾における地盤調査者と構造設計者の関係が挙げられる。その趣旨は、専門性の尊重、調査と設計の調和、調査者と設計者の位置付け・責任・役割分担の明確化、モラル・技術レベル（資格）の重視等である。

断層変位問題についても、活断層学やリスク工学の専門性の尊重、設計条件と安全性照査・リスク評価の調和、関与する専門家の位置付け・責任・役割分担の明確化等は同様に重要である。断層変位の設定から構造物の安全性照査やリスク評価は一連の作業であり、理学と工学の専門家が相互理解を促進し、協働して対処することが望ましい。両者が、‘協調的な対話’（協議）を通じて施設の安全性を総合的に評価し、その結果に対して連帯して責任を負うべきである。

参考文献 1：科研費（課題番号：10555163）「限界状態設計法による基礎構造物モデル設計コードの提案」2002-2003 年

*Kazuo Tani¹

¹Tokyo University of Marine Science and Technology

総合講演・報告 3 「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

(4) 調査専門委員会の検討状況（中間報告）

(4) An Interim Report of the Investigation Committee

*百々 隆¹, 奈良林 直²¹原子力安全推進協会, 調査専門委員会委員, ²北海道大学, 調査専門委員会主査

1. はじめに

「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会の中間報告として、講演(1)の内容に加えて、以下、総論的な内容を述べる。

なお、評価手法や適用の考え方などについては、講演当日までの検討成果を紹介する。

2. 断層変位について

2-1. 断層変位という自然現象の理解

本調査専門委員会で対象とするのは、施設の設置地盤に変位（ずれ）が生じる自然現象である。これを、ここでは“断層変位”と呼称する。

断層変位を生ずる代表的なものは、地震をもたらす震源断層によるずれが地表にも及んだ場合の変位（主断層）や、主断層の周辺に副次的に生じる変位（副断層）がある。そのほか、重力性の地すべりなど、地震とは関係のない成因によって生じる変位も知られている（講演(1)図 2 参照）。

以下、特に断りのない限り、ここでは地震に起因する断層変位を代表として論じる。

断層変位という現象を理解した上で、不確実さを考慮して、変位の想定、施設への影響評価のプロセスの中に考慮していくことが必要である。

断層変位という現象の特徴として、主に以下の点が挙げられる。

頻度：非常に低い…活動履歴の情報が少なく、定量的に扱い難い

場所：震源断層の直上や近傍で、狭い幅に限定…既存の岩盤中の弱面を活用

性状：局所的なせん断変形、ランダム性があり複雑

タイミング：地震時

断層の活動性や連続性を評価するために、自然に残された痕跡を対象に地形・地質の調査が行われるが、専門家の間でも評価が異なる場合があり、それぐらい難しい自然現象であるという認識に立つ必要が要る。

一方、断層変位は、自然に残された痕跡を有効に活用し得る対象であるということも言え、過去に生じた断層変位のデータを蓄積する努力がなされている。これまでの知見、経験を踏まえて、どのようなことが起こり得るかはある程度説明することができる。得られている知見は可能な限り活用する姿勢が重要である。

断層変位が認められる自然露頭において、それが主断層による変位なのか副断層による変位なのかの認定が困難な場合もあるが、施設への影響評価の観点からは、その他の成因も含めて、当該変位の成因の検討は重要である。すなわち、断層変位は様々な成因によって生じるので、成因によって、変位の発生する位置、変位量、繰り返し発生するか否か、変位が生じる速度（瞬時的なのか否か）などが異なる。原子力安全の観点から施設への影響を検討する際には、単に変位の有無に着目するのではなく、その成因が重要な

*Takashi Dodo¹ and Tadashi Narabayashi²

¹Japan Nuclear Safety Institute, Member of the Committee, ²Hokkaido University, Chairman of the Committee

意味をもつ。

2-2. 対象となる断層変位量のイメージ

過去における断層変位の痕跡は、自然の地層、地盤中に残っている場合があり、その情報を最大限活用して、断層変位量のイメージを整理してみる。

主断層は1回のずれの量が大きく、過去に繰り返し動いた痕跡を地形・地質に残している。ただし、1回当たりの変位量が小さい場合は、地形・地質への痕跡が残り難い場合があり得る。

これまでの地形・地質分野の知見からは、日本の主断層の1回当たりの変位量は、～数十 cm～数 m～10m 程度と言える。主断層（活断層）の活動間隔は、短いもので数百年、平均的には数千年、長いもので数万年である。

なお、実際の現場では、主断層なのか副断層なのかの区別が難しい場合があるが、副断層の変位量は、当該副断層の起因となる主断層の変位量以下と考えることが適当と言える。

原子力施設を建設する際には、事前に詳細な地形・地質調査が実施され、特に敷地内や重要施設等を設置する地盤（施設の支持基盤）における断層の存在、活動性等が精度の高い情報によって把握される。

主断層のように1回当たり数十 cm 以上の変位は、数千年～数万年前の変位の痕跡を、詳細な地形・地質調査により施設建設前に把握することが十分にできると考えられる。

一方、1回当たり数十 cm 以下の変位は、過去の浸食等の影響により地形・地質に痕跡が残らず、詳細な地形・地質調査によっても把握することが困難な場合があり得る。変位が最後に生じた時期（最新活動時期）が古いほど、堆積層中のその痕跡は残り難くなる。

これらの知見等を踏まえると、個々の原子力施設の事案において慎重な評価を行うことが必要であるが、既設炉の重要施設等の設置位置において考慮が必要となり得る断層変位は、1回当たりの変位量が数十 cm 以下で、数千年～十万年に1回出現したような頻度のものと整理できるのではないかと考えられる。

3. 断層変位に対する既設炉の評価手順

図1は、現在検討中の断層変位に対する既設炉の評価手順である。

本講演では、施設に対する影響評価を中心に述べる

3-1. 本調査専門委員会での「リスク評価」について

原子力学会標準委員会において、「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」が制定されている。

この実施基準では、「全ての外部ハザードに対して確率論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく、リスク評価方法としては、定性的な評価、ハザード分析（発生頻度又は影響）、裕度評価、決定論的な炉心損傷頻度（CDF）評価など、様々な方法が考えられます」としている。そして、定量的リスク評価方法として、①ハザード発生頻度分析若しくは影響度分析によるリスク判断、②裕度評価、③決定論的な CDF 評価（以下、ここでは「条件付き CDF 評価」と呼称する。）、④PRA 等の詳細なリスク評価の四つの方法を挙げている。

本調査専門委員会としては、この実施基準の考え方、四つの定量的リスク評価方法を踏襲し、断層変位に対する施設影響評価の評価フローの中に位置づけて検討を進めている。

四つの方法により評価されるリスクのイメージを図2に示す。

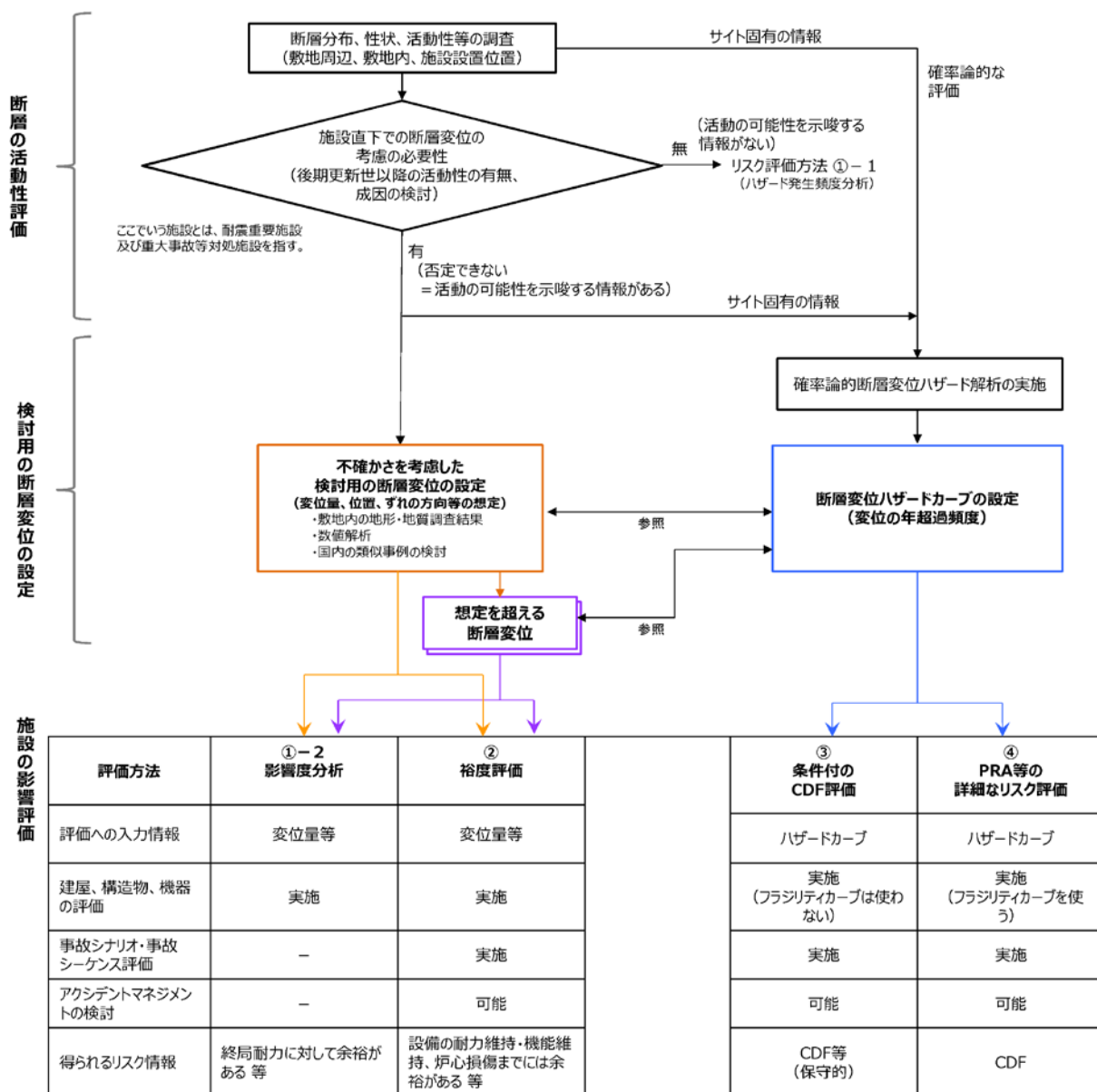


図1 既設炉の評価手順（検討中）

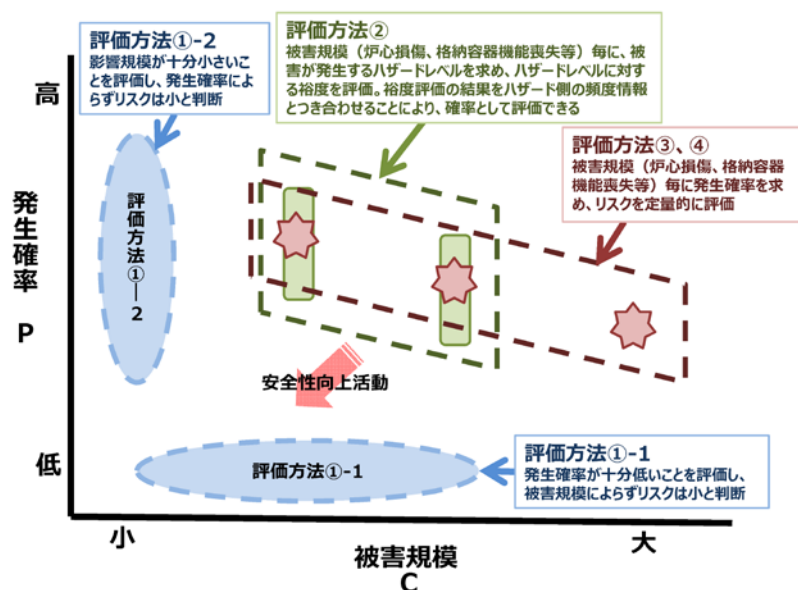


図2 四つの方法により評価されるリスクのイメージ

3-2. 評価方法の適用性

断層変位の影響に対して四つの評価方法を適用する際には、それぞれの評価方法の限界や成熟度に応じて適用することが重要であり、また、活用できる技術情報が限定される場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を付して、施設に対する影響の評価結果を得ていくことになる。

- ・手法①-2「影響度分析」は、検討用の断層変位のずれ量が小さい場合において、例えば確立された構造強度の評価体系の中で、施設設置時における耐震設計の裕度などの範囲内で評価することができる。
- ・手法②「裕度評価」は、検討用の断層変位のずれ量が大きい場合において、また、断層変位の影響が空間的に限定され SSC の分散配置の効果を把握する場合において、一部の施設が機能喪失に至っている状態も含めて評価する場合に有効な手法である。

機能喪失状態を十分に模擬できない場合や評価のための技術情報が不足する場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を付し、プラントシステム全体の状態を事故シーケンスとして評価することにより、例えば炉心損傷までの余裕などのリスク情報を得ることができる。

この手法では、事故に備えて用意している可搬型設備などの活用によるアクシデントマネジメントも含めて評価することができる。

手法②は、いわば欧州のストレステストに類似した手法であり、断層変位のような外部事象に対するプラントの脆弱性を把握し、必要に応じて改善策を検討するのに有効である。想定を超える断層変位に対する評価にも適している。

- ・手法③「条件付の CDF 評価」と手法④「PRA 等の詳細なリスク評価」は、確率論的な手法（PRA）であり、炉心損傷頻度（CDF）などの確率論的なリスク指標を評価できる手法である。

断層変位に対する PRA は、断層変位に対する施設のフラジリティ評価等に係るデータ拡充の段階にあるが、手法③では、安全側の条件を付して事故シーケンスを整理することにより、感度解析としてのリスク情報を得ていく場合に有効で、例えば他の内部事象や外部事象による炉心損傷頻度と比較することにより、リスクの程度を把握することができる。

断層変位に関する PRA の適用の考え方と課題については、原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」にとりまとめられている。

4. 評価方法の適用イメージ

講演では、上記の手法②「裕度評価」を適用した場合の検討状況を紹介する。

[BC01] Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

Chair: Yoshiyuki Narumiya (Risk Technical Committee, KEPCO)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[BC0101] (1)The significance of the risk assessment for environmental impact

*Akira Yamaguchi¹ (1.Univ. of Tokyo)

[BC0102] (2)Summary of Level 3 PRA standard's update

*Toshimitsu Homma¹ (1.JAEA)

[BC0103] (3)Dispersion and deposition of radioactive materials and evaluation of exposure

*Katsunori Ogura¹ (1.CRIEPI)

[BC0104] (4)Comprehensive discussion

Yoshiyuki Narumiya¹ (1.KEPCO)

標準委員会セッション1（リスク専門部会）

レベル 3PRA 標準の改定とその意義

Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

*山口彰¹, *本間俊充², *小倉克規³, 成宮祥介⁴¹東京大学, ²JAEA, ³電力中央研究所, ⁴関西電力

1. はじめに

標準委員会リスク専門部会では、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）の実施基準を策定している。原子力施設の PRA が対象とする領域は、対象施設やその運転状態、想定すべき事象の範囲、評価する指標の範囲等に応じて多岐に渡る。原子力発電所を対象とする場合には、一般的に、運転状態については、出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し、想定すべき事象については、事故の発端となる事象の特性に応じて、発電システムの内部で起きるランダムな故障や人的過誤を対象とする内的事象の PRA と地震や火災等を対象とする外的事象の PRA に大別される。またこれを評価する指標の範囲については、炉心損傷事故の発生頻度までを評価するレベル 1PRA、これに加えて格納容器破損に至る事故の発生頻度及びその際の放射性物質の環境への放出の量やタイミング等(ソースターム)までの評価を行うレベル 2PRA、さらに、公衆や環境への影響の発生頻度と大きさまでを評価するレベル 3 PRA に分類される。

原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）（以下、「レベル 3PRA 標準」という）は、原子力発電所の出力運転状態及び停止時を対象とし、内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用できるレベル 3PRA を実施する際の要件及びそれを満たすための具体的方法を規定しているものであるが、レベル 3PRA 標準：2008 が制定されて以来、5 年以上が経過したことから、改定することとした。その際、レベル 3PRA 標準：2008 以降に公開されている文献や文書、福島第一原子力発電所事故からの知見又は教訓に関連した国内外の動向についても調査し、レベル 3PRA 標準への反映事項について検討するなど、最新知見の取り込みを図るとともに、品質や透明性の確保が適切に行われるよう、要求事項の見直しを検討した。

本セッションでは、レベル 3PRA の意義、今回の改定の概要及びレベル 3PRA の評価概要について紹介する。

2. 環境影響に対するリスク評価の意義

福島第一事故をふまえ、レベル 3PRA の重要性が一段と増した。大規模な放射性物質の放出と敷地外への影響が現実のものとなったこと、原子力発電所周辺自治体が防災計画を求められていること、規制基準の策定と事業者の自主的安全向上への取組みによりシビアアクシデントの影響緩和のための重大事故対処設備や手順書が充実したことから、高い優先度をもってレベル 3PRA を実施すべきである。原子力発電所でのシビアアクシデントマネジメント能力向上を踏まえば、発電所の管理者がシビアアクシデントの影響評価にまず取り組む必要がある。福島第一事故の分析と規制に反映すべき教訓を抽出するために、また自治体の防災計画を実効的で効果的なものとするためには国もリスク評価研究を優先的に取り組むべきである。

*Akira Yamaguchi¹, Toshimitsu Homma², Katsunori Ogura³, Yoshiyuki Narumiya⁴¹Univ.of Tokyo, ²JAEA, ³CRIEPI, ⁴KEPCO

米国では、1995年にソースターム研究⁵が行われ、最新の研究成果が規制に反映されている。また、2012年には、最新の設計を反映し、シビアアクシデントに関する研究成果を集大成する研究プロジェクトとしてSOARCA⁶の報告書が発行された。さらに現在は、多数基リスクや燃料プールのリスクを含めて最新の知見をふまえたレベル3PRAプロジェクト⁷を実施中である。これらの研究は、原子力発電所の事故による影響から公衆を防護するため、深層防護の第5層に対応する緊急時計画・緊急対応や立地評価に反映するとともに規制のレベルを向上させることも目的としている。

わが国で同様の研究を活性化させることは喫緊かつ継続的に実施すべき課題である。リスク専門部会では、このような背景を踏まえ、レベル3PRAの標準を定期的に改定するとともに、外的事象起因のPRAや停止時PRAのためのレベル3PRA実施手順の記載を充実させる計画である。あわせて、国内外のレベル3PRAに係る標準策定や研究活動を実施する組織・団体とも連携し、国際的にも整合する標準とする計画である。

3. レベル3PRA標準の改定の概要

3.1 改定時の検討項目

今回の改定にあたっては、以下の四つの項目について検討し、規定又は附属書（参考）に反映した。

① 体裁の更新

最近のPRA実施基準にならって構成および附属書・解説の内容を見直した。

② 参考文献の更新

引用あるいは、附属書又は解説に記載している参考文献の更新を検討した。

③ 新しい知見の反映検討

a) 福島第一原子力発電所事故からの知見あるいは教訓として、レベル3PRA標準に反映するようなものはあるかどうかを検討し、規定化は見送ったが、附属書（参考）に被ばく経路を追加した。また、福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込み制定された原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく、わが国の原子力災害対策の現状を反映した。

b) 海外のPRA関連基準・規格については、公開文書ではないため反映していない。

・ USNRC フルスコープレベル3PRA研究プロジェクト（2010年から継続）

・ ANS/ASME-58.25, "Standard for Radiological Accident Offsite Consequence Analysis (Level 3 PRA) to Support Nuclear Installation Applications"

c) レベル3PRA標準：2008は内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用可能としていたが、外的事象の評価に際する要求事項が明記されていなかったため、今回の改定で、外的事象によるサイト周辺の被災状況の考慮について、防護対策による線量低減解析及びリスクの定量化における要求事項として明記した。

④ 適用範囲の拡張

レベル3PRA標準：2008は、公衆の健康影響として放射線被ばくによる個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが、加えて経済影響評価も適用範囲に含めることとした。適用範囲拡張後のレベル3PRA実施手順を図1に示す。

⁵ Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465 (1995)

⁶ State-of-the Art Reactor Consequence Analysis (SOARCA) Report, NUREG-1935 (2012)

⁷ Kevin Coyne, Full-Scope Site Level 3 PRA Project Status, 日米PRAラウンドテーブル資料（2014）

適用範囲拡張に係る狙いや経済影響評価に係る評価項目等については、3.3 項に記す。今回の改定においては、国内での経済影響評価事例が無いことから、経済影響評価に係る規定事項は必要最小限に留めており、評価手法については規定化しないこととしたが、附属書（参考）にユーザーが評価にあたり参考とできるよう評価手法を紹介している。

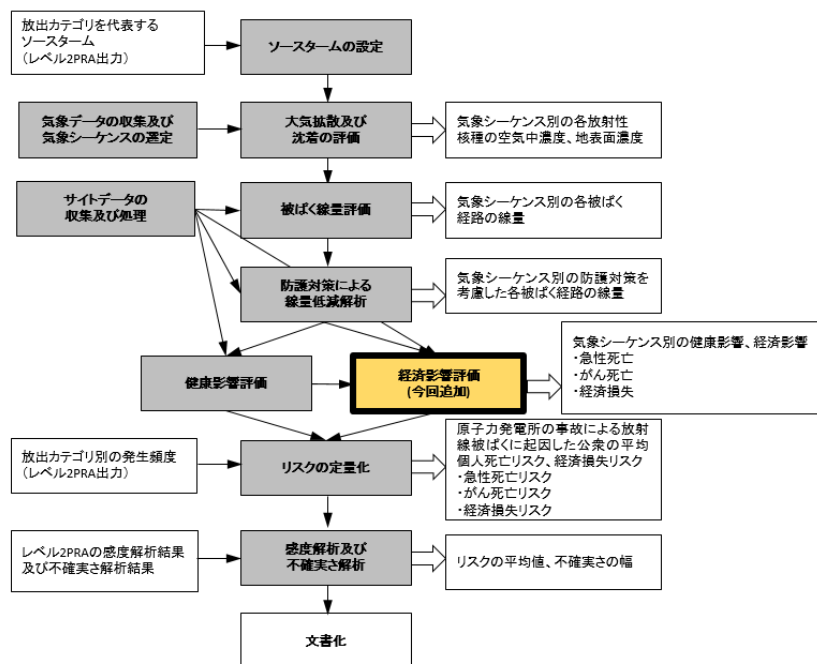


図1 レベル3PRA実施手順

3.2 放射性物質の環境中移行と被ばく評価

レベル3PRAでは、レベル2PRAで求めた事故シーケンスの発生頻度とソースターム（核種の放出タイミングと放出量等の放出源情報）と気象データ、サイトデータ（人口データ、農畜産データ、防護対策データ）を入力条件として、起こりうる気象条件とその確率を考慮し、放射性物質の環境中移行を計算した上で、考えられる被ばく経路からの線量評価をし、人の健康影響を評価する、又は経済影響を評価する。レベル3PRA標準の実施手順は図1に示したとおりであり、健康影響評価に係る評価のイメージは図2のとおりであり、評価の概要は以下のとおりである。

大気中に放出された放射性物質の移行を評価するにあたっては、大気拡散モデルを設定し、気象指針等を参考に気象データ、拡散パラメータ等を設定して、放射性物質の大気中濃度及び地表沈着濃度を算定する。レベル3PRA標準においては、大気拡散モデルとして、濃度分布を正規分布で

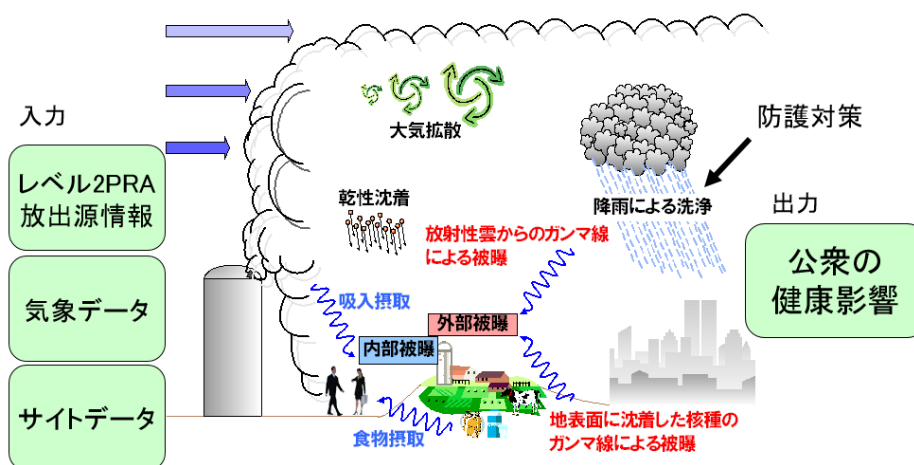


図2 レベル3PRA評価概要

仮定したガウス型モデルを用いてよいこととした。また、放射性物質の沈着の評価にあたっては、地表面への乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮する。

公衆の被ばくを評価するにあたっては、放射性雲からの外部被ばく（クラウドシャイン）、地表面沈着物からの外部被ばく（グランドシャイン）、吸入及び汚染農畜産物の経口摂取による内部被ばくなど

の被ばく経路を設定し、被ばく経路ごとの線量を求める。また、被ばく線量低減のために避難や安定ヨウ素剤の服用などの短期的な防護対策及び汚染された農畜産物の摂取制限や移転などの長期的な防護対策の効果を解析する。今回の改定においては、原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく我が国の原子力災害対策の現状を反映している。

これら被ばく線量評価と防護対策の解析を基に、公衆の健康影響として、急性死亡とがん死亡を解析する。急性死亡の確率を求めるにあたっては、シグモイド形の線量依存性を持つハザード関数法を用いて解析する。がん死亡については線形の線量反応モデルを用いて評価する。

リスクの定量化では、公衆の健康影響と事故シーケンスの発生頻度を用いて、公衆の平均死亡リスク（急性死亡リスク及びがん死亡リスク）を求める。また、感度解析及び不確実さ解析を実施し、解析条件やモデルの仮定、パラメータ値が結果に及ぼす影響を把握する。

3.3 経済影響評価

レベル 3PRA 標準：2008 においては、国が示した安全目標への適合性評価等の実施に資するため、適用範囲で原子力発電所の事故のリスクとして、安全目標で示された放射線被ばくによる公衆の個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが、今回の改定では、公衆の健康影響に加えて原子力発電所の事故による経済影響を求めるための要件を規定することとした。

チェルノブイリ事故及び東京電力福島第一原子力発電所事故以来、原子力事故によって重大な経済的影響が生じることは共通の認識となっている。事故による経済影響は、電力選択、事故時の損害賠償、事故対策など、原子力発電に係る様々な局面において不可欠な情報の一つであるが、この標準においては、原子力発電所の更なる安全性向上に資するための対策を実施するにあたり、安全性のみならず経済的な面で定量的な効果を把握した上で対策を決定することは、より合理的な安全性向上の投資に繋がることから、対策にかかる意思決定の判断材料を提供することを目的として、原子力発電所の事故による経済影響評価の要求事項を追加した。また、原子力発電所の更なる安全性向上の対策にかかる意思決定の判断材料を提供する目的で、事業者が経済影響を評価しようとする際には、PRA 以外の手法や専門家判断も合わせて使用することも考えられるが、あくまで PRA により評価できる範囲のみを取り扱うこととしている。

レベル 3PRA 標準で扱う範囲は、炉心損傷、格納容器機能喪失に続いて、環境中に移行した放射性物質により公衆が受ける健康影響及び被ばく線量を低減するために実施される防護対策の費用並びに雇用・所得及び財の損失であり、具体的には以下の項目とした。

(a)健康影響

- ・放射線被ばくに起因する公衆の急性死亡
- ・放射線被ばくに起因する公衆のがん死亡

(b)防護対策費用

- ・避難に係る費用：人々の輸送費用、一時的な宿泊施設と食料確保に係る費用
- ・移転に係る費用：人々の輸送費用、宿泊施設の確保に係る初期費用・継続費用
- ・飲食物摂取制限に係る費用：制限期間中の食品の廃棄・処理による逸失利益とその費用、代替食品の費用
- ・除染に係る費用：実施費用（必要機器の経費、廃棄物の輸送・処理を含む）、労働費
- ・防護対策の関連費用：緊急時計画の実情に合わせて防護対策費用

（例：安定ヨウ素剤予防服用に関する費用、緊急時モニタリング等）

(c)放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失

- ・ 防護対策の実施による労働生産低下に伴う逸失利益
- ・ 不動産の資産価値や資本減耗に係る財の損失など

もし事業者が経済的な観点からある対策の効果を把握しようとする場合、その対策を導入する前後の経済影響評価結果と対策にかかる費用を比較することで情報が得られる。また、同様に複数考えられる対策の中からどの対策が投資効果がよいかを判断するための材料ともなり、今後レベル 3PRA 標準がより活用されることが期待できる。

3.4 レベル 3PRA 手法の適用例

講演では、SOARCA 等の米国における最近の適用事例についても紹介する。

4. 総合討論

上記を踏まえて、総合討論を行う。

以 上

標準委員会セッション1（リスク専門部会）

レベル 3PRA 標準の改定とその意義

Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

*山口彰¹, *本間俊充², *小倉克規³, 成宮祥介⁴¹東京大学, ²JAEA, ³電力中央研究所, ⁴関西電力

1. はじめに

標準委員会リスク専門部会では、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment : PRA）の実施基準を策定している。原子力施設の PRA が対象とする領域は、対象施設やその運転状態、想定すべき事象の範囲、評価する指標の範囲等に応じて多岐に渡る。原子力発電所を対象とする場合には、一般的に、運転状態については、出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し、想定すべき事象については、事故の発端となる事象の特性に応じて、発電システムの内部で起きるランダムな故障や人的過誤を対象とする内的事象の PRA と地震や火災等を対象とする外的事象の PRA に大別される。またこれを評価する指標の範囲については、炉心損傷事故の発生頻度までを評価するレベル 1PRA、これに加えて格納容器破損に至る事故の発生頻度及びその際の放射性物質の環境への放出の量やタイミング等(ソースターム)までの評価を行うレベル 2PRA、さらに、公衆や環境への影響の発生頻度と大きさまでを評価するレベル 3 PRA に分類される。

原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）（以下、「レベル 3PRA 標準」という）は、原子力発電所の出力運転状態及び停止時を対象とし、内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用できるレベル 3PRA を実施する際の要件及びそれを満たすための具体的方法を規定しているものであるが、レベル 3PRA 標準：2008 が制定されて以来、5 年以上が経過したことから、改定することとした。その際、レベル 3PRA 標準：2008 以降に公開されている文献や文書、福島第一原子力発電所事故からの知見又は教訓に関連した国内外の動向についても調査し、レベル 3PRA 標準への反映事項について検討するなど、最新知見の取り込みを図るとともに、品質や透明性の確保が適切に行われるよう、要求事項の見直しを検討した。

本セッションでは、レベル 3PRA の意義、今回の改定の概要及びレベル 3PRA の評価概要について紹介する。

2. 環境影響に対するリスク評価の意義

福島第一事故をふまえ、レベル 3PRA の重要性が一段と増した。大規模な放射性物質の放出と敷地外への影響が現実のものとなったこと、原子力発電所周辺自治体が防災計画を求められていること、規制基準の策定と事業者の自主的安全向上への取組みによりシビアアクシデントの影響緩和のための重大事故対処設備や手順書が充実したことから、高い優先度をもってレベル 3PRA を実施すべきである。原子力発電所でのシビアアクシデントマネジメント能力向上を踏まえば、発電所の管理者がシビアアクシデントの影響評価にまず取り組む必要がある。福島第一事故の分析と規制に反映すべき教訓を抽出するために、また自治体の防災計画を実効的で効果的なものとするためには国もリスク評価研究を優先的に取り組むべきである。

*Akira Yamaguchi¹, Toshimitsu Homma², Katsunori Ogura³, Yoshiyuki Narumiya⁴¹Univ.of Tokyo, ²JAEA, ³CRIEPI, ⁴KEPCO

米国では、1995年にソースターム研究⁵が行われ、最新の研究成果が規制に反映されている。また、2012年には、最新の設計を反映し、シビアアクシデントに関する研究成果を集大成する研究プロジェクトとしてSOARCA⁶の報告書が発行された。さらに現在は、多数基リスクや燃料プールのリスクを含めて最新の知見をふまえたレベル3PRAプロジェクト⁷を実施中である。これらの研究は、原子力発電所の事故による影響から公衆を防護するため、深層防護の第5層に対応する緊急時計画・緊急対応や立地評価に反映するとともに規制のレベルを向上させることも目的としている。

わが国で同様の研究を活性化させることは喫緊かつ継続的に実施すべき課題である。リスク専門部会では、このような背景を踏まえ、レベル3PRAの標準を定期的に改定するとともに、外的事象起因のPRAや停止時PRAのためのレベル3PRA実施手順の記載を充実させる計画である。あわせて、国内外のレベル3PRAに係る標準策定や研究活動を実施する組織・団体とも連携し、国際的にも整合する標準とする計画である。

3. レベル3PRA標準の改定の概要

3.1 改定時の検討項目

今回の改定にあたっては、以下の四つの項目について検討し、規定又は附属書（参考）に反映した。

① 体裁の更新

最近のPRA実施基準にならって構成および附属書・解説の内容を見直した。

② 参考文献の更新

引用あるいは、附属書又は解説に記載している参考文献の更新を検討した。

③ 新しい知見の反映検討

a) 福島第一原子力発電所事故からの知見あるいは教訓として、レベル3PRA標準に反映するようなものはあるかどうかを検討し、規定化は見送ったが、附属書（参考）に被ばく経路を追加した。また、福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込み制定された原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく、わが国の原子力災害対策の現状を反映した。

b) 海外のPRA関連基準・規格については、公開文書ではないため反映していない。

・ USNRC フルスコープレベル3PRA研究プロジェクト（2010年から継続）

・ ANS/ASME-58.25, "Standard for Radiological Accident Offsite Consequence Analysis (Level 3 PRA) to Support Nuclear Installation Applications"

c) レベル3PRA標準：2008は内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用可能としていたが、外的事象の評価に際する要求事項が明記されていなかったため、今回の改定で、外的事象によるサイト周辺の被災状況の考慮について、防護対策による線量低減解析及びリスクの定量化における要求事項として明記した。

④ 適用範囲の拡張

レベル3PRA標準：2008は、公衆の健康影響として放射線被ばくによる個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが、加えて経済影響評価も適用範囲に含めることとした。適用範囲拡張後のレベル3PRA実施手順を図1に示す。

⁵ Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465 (1995)

⁶ State-of-the Art Reactor Consequence Analysis (SOARCA) Report, NUREG-1935 (2012)

⁷ Kevin Coyne, Full-Scope Site Level 3 PRA Project Status, 日米PRAラウンドテーブル資料（2014）

適用範囲拡張に係る狙いや経済影響評価に係る評価項目等については、3.3 項に記す。今回の改定においては、国内での経済影響評価事例が無いことから、経済影響評価に係る規定事項は必要最小限に留めており、評価手法については規定化しないこととしたが、附属書（参考）にユーザーが評価にあたり参考とできるよう評価手法を紹介している。

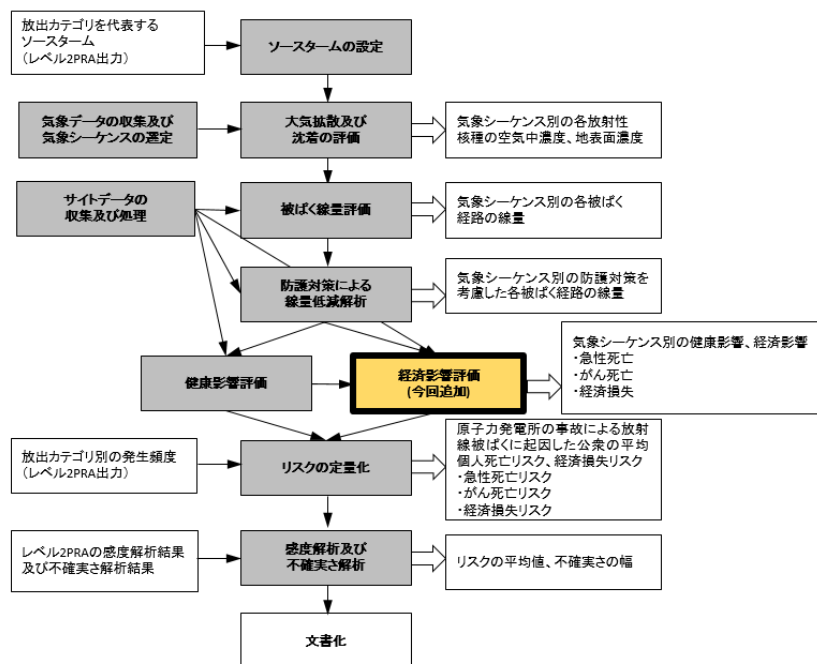


図1 レベル3PRA実施手順

3.2 放射性物質の環境中移行と被ばく評価

レベル3PRAでは、レベル2PRAで求めた事故シーケンスの発生頻度とソースターム（核種の放出タイミングと放出量等の放出源情報）と気象データ、サイトデータ（人口データ、農畜産データ、防護対策データ）を入力条件として、起こりうる気象条件とその確率を考慮し、放射性物質の環境中移行を計算した上で、考えられる被ばく経路からの線量評価をし、人の健康影響を評価する、又は経済影響を評価する。レベル3PRA標準の実施手順は図1に示したとおりであり、健康影響評価に係る評価のイメージは図2のとおりであり、評価の概要は以下のとおりである。

大気中に放出された放射性物質の移行を評価するにあたっては、大気拡散モデルを設定し、気象指針等を参考に気象データ、拡散パラメータ等を設定して、放射性物質の大気中濃度及び地表沈着濃度を算定する。レベル3PRA標準においては、大気拡散モデルとして、濃度分布を正規分布で

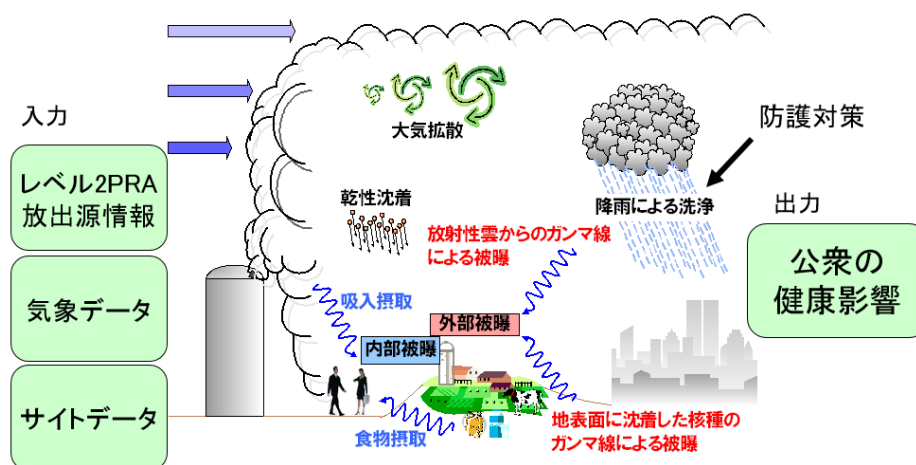


図2 レベル3PRA評価概要

仮定したガウス型モデルを用いてよいこととした。また、放射性物質の沈着の評価にあたっては、地表面への乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮する。

公衆の被ばくを評価するにあたっては、放射性雲からの外部被ばく（クラウドシャイン）、地表面沈着物からの外部被ばく（グランドシャイン）、吸入及び汚染農畜産物の経口摂取による内部被ばくなど

の被ばく経路を設定し、被ばく経路ごとの線量を求める。また、被ばく線量低減のために避難や安定ヨウ素剤の服用などの短期的な防護対策及び汚染された農畜産物の摂取制限や移転などの長期的な防護対策の効果を解析する。今回の改定においては、原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく我が国の原子力災害対策の現状を反映している。

これら被ばく線量評価と防護対策の解析を基に、公衆の健康影響として、急性死亡とがん死亡を解析する。急性死亡の確率を求めるにあたっては、シグモイド形の線量依存性を持つハザード関数法を用いて解析する。がん死亡については線形の線量反応モデルを用いて評価する。

リスクの定量化では、公衆の健康影響と事故シーケンスの発生頻度を用いて、公衆の平均死亡リスク（急性死亡リスク及びがん死亡リスク）を求める。また、感度解析及び不確実さ解析を実施し、解析条件やモデルの仮定、パラメータ値が結果に及ぼす影響を把握する。

3.3 経済影響評価

レベル 3PRA 標準：2008 においては、国が示した安全目標への適合性評価等の実施に資するため、適用範囲で原子力発電所の事故のリスクとして、安全目標で示された放射線被ばくによる公衆の個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが、今回の改定では、公衆の健康影響に加えて原子力発電所の事故による経済影響を求めるための要件を規定することとした。

チェルノブイリ事故及び東京電力福島第一原子力発電所事故以来、原子力事故によって重大な経済的影響が生じることは共通の認識となっている。事故による経済影響は、電力選択、事故時の損害賠償、事故対策など、原子力発電に係る様々な局面において不可欠な情報の一つであるが、この標準においては、原子力発電所の更なる安全性向上に資するための対策を実施するにあたり、安全性のみならず経済的な面で定量的な効果を把握した上で対策を決定することは、より合理的な安全性向上の投資に繋がることから、対策にかかる意思決定の判断材料を提供することを目的として、原子力発電所の事故による経済影響評価の要求事項を追加した。また、原子力発電所の更なる安全性向上の対策にかかる意思決定の判断材料を提供する目的で、事業者が経済影響を評価しようとする際には、PRA 以外の手法や専門家判断も合わせて使用することも考えられるが、あくまで PRA により評価できる範囲のみを取り扱うこととしている。

レベル 3PRA 標準で扱う範囲は、炉心損傷、格納容器機能喪失に続いて、環境中に移行した放射性物質により公衆が受ける健康影響及び被ばく線量を低減するために実施される防護対策の費用並びに雇用・所得及び財の損失であり、具体的には以下の項目とした。

(a)健康影響

- ・放射線被ばくに起因する公衆の急性死亡
- ・放射線被ばくに起因する公衆のがん死亡

(b)防護対策費用

- ・避難に係る費用：人々の輸送費用、一時的な宿泊施設と食料確保に係る費用
- ・移転に係る費用：人々の輸送費用、宿泊施設の確保に係る初期費用・継続費用
- ・飲食物摂取制限に係る費用：制限期間中の食品の廃棄・処理による逸失利益とその費用、代替食品の費用
- ・除染に係る費用：実施費用（必要機器の経費、廃棄物の輸送・処理を含む）、労働費
- ・防護対策の関連費用：緊急時計画の実情に合わせて防護対策費用

（例：安定ヨウ素剤予防服用に関する費用、緊急時モニタリング等）

(c)放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失

- ・ 防護対策の実施による労働生産低下に伴う逸失利益
- ・ 不動産の資産価値や資本減耗に係る財の損失など

もし事業者が経済的な観点からある対策の効果を把握しようとする場合、その対策を導入する前後の経済影響評価結果と対策にかかる費用を比較することで情報が得られる。また、同様に複数考えられる対策の中からどの対策が投資効果がよいかを判断するための材料ともなり、今後レベル 3PRA 標準がより活用されることが期待できる。

3.4 レベル 3PRA 手法の適用例

講演では、SOARCA 等の米国における最近の適用事例についても紹介する。

4. 総合討論

上記を踏まえて、総合討論を行う。

以 上

標準委員会セッション1（リスク専門部会）

レベル 3PRA 標準の改定とその意義

Improvement of the Level 3 PRA standard and its significance

*山口彰¹, *本間俊充², *小倉克規³, 成宮祥介⁴¹東京大学, ²JAEA, ³電力中央研究所, ⁴関西電力

1. はじめに

標準委員会リスク専門部会では、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）の実施基準を策定している。原子力施設の PRA が対象とする領域は、対象施設やその運転状態、想定すべき事象の範囲、評価する指標の範囲等に応じて多岐に渡る。原子力発電所を対象とする場合には、一般的に、運転状態については、出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し、想定すべき事象については、事故の発端となる事象の特性に応じて、発電システムの内部で起きるランダムな故障や人的過誤を対象とする内的事象の PRA と地震や火災等を対象とする外的事象の PRA に大別される。またこれを評価する指標の範囲については、炉心損傷事故の発生頻度までを評価するレベル 1PRA、これに加えて格納容器破損に至る事故の発生頻度及びその際の放射性物質の環境への放出の量やタイミング等(ソースターム)までの評価を行うレベル 2PRA、さらに、公衆や環境への影響の発生頻度と大きさまでを評価するレベル 3 PRA に分類される。

原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）（以下、「レベル 3PRA 標準」という）は、原子力発電所の出力運転状態及び停止時を対象とし、内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用できるレベル 3PRA を実施する際の要件及びそれを満たすための具体的方法を規定しているものであるが、レベル 3PRA 標準：2008 が制定されて以来、5 年以上が経過したことから、改定することとした。その際、レベル 3PRA 標準：2008 以降に公開されている文献や文書、福島第一原子力発電所事故からの知見又は教訓に関連した国内外の動向についても調査し、レベル 3PRA 標準への反映事項について検討するなど、最新知見の取り込みを図るとともに、品質や透明性の確保が適切に行われるよう、要求事項の見直しを検討した。

本セッションでは、レベル 3PRA の意義、今回の改定の概要及びレベル 3PRA の評価概要について紹介する。

2. 環境影響に対するリスク評価の意義

福島第一事故をふまえ、レベル 3PRA の重要性が一段と増した。大規模な放射性物質の放出と敷地外への影響が現実のものとなったこと、原子力発電所周辺自治体が防災計画を求められていること、規制基準の策定と事業者の自主的安全向上への取組みによりシビアアクシデントの影響緩和のための重大事故対処設備や手順書が充実したことから、高い優先度をもってレベル 3PRA を実施すべきである。原子力発電所でのシビアアクシデントマネジメント能力向上を踏まえば、発電所の管理者がシビアアクシデントの影響評価にまず取り組む必要がある。福島第一事故の分析と規制に反映すべき教訓を抽出するために、また自治体の防災計画を実効的で効果的なものとするためには国もリスク評価研究を優先的に取り組むべきである。

*Akira Yamaguchi¹, Toshimitsu Homma², Katsunori Ogura³, Yoshiyuki Narumiya⁴¹Univ.of Tokyo, ²JAEA, ³CRIEPI, ⁴KEPCO

米国では、1995年にソースターム研究⁵が行われ、最新の研究成果が規制に反映されている。また、2012年には、最新の設計を反映し、シビアアクシデントに関する研究成果を集大成する研究プロジェクトとしてSOARCA⁶の報告書が発行された。さらに現在は、多数基リスクや燃料プールのリスクを含めて最新の知見をふまえたレベル3PRAプロジェクト⁷を実施中である。これらの研究は、原子力発電所の事故による影響から公衆を防護するため、深層防護の第5層に対応する緊急時計画・緊急対応や立地評価に反映するとともに規制のレベルを向上させることも目的としている。

わが国で同様の研究を活性化させることは喫緊かつ継続的に実施すべき課題である。リスク専門部会では、このような背景を踏まえ、レベル3PRAの標準を定期的に改定するとともに、外的事象起因のPRAや停止時PRAのためのレベル3PRA実施手順の記載を充実させる計画である。あわせて、国内外のレベル3PRAに係る標準策定や研究活動を実施する組織・団体とも連携し、国際的にも整合する標準とする計画である。

3. レベル3PRA標準の改定の概要

3.1 改定時の検討項目

今回の改定にあたっては、以下の四つの項目について検討し、規定又は附属書（参考）に反映した。

① 体裁の更新

最近のPRA実施基準にならって構成および附属書・解説の内容を見直した。

② 参考文献の更新

引用あるいは、附属書又は解説に記載している参考文献の更新を検討した。

③ 新しい知見の反映検討

a) 福島第一原子力発電所事故からの知見あるいは教訓として、レベル3PRA標準に反映するようなものはあるかどうかを検討し、規定化は見送ったが、附属書（参考）に被ばく経路を追加した。また、福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込み制定された原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく、わが国の原子力災害対策の現状を反映した。

b) 海外のPRA関連基準・規格については、公開文書ではないため反映していない。

・ USNRC フルスコープレベル3PRA研究プロジェクト（2010年から継続）

・ ANS/ASME-58.25, "Standard for Radiological Accident Offsite Consequence Analysis (Level 3 PRA) to Support Nuclear Installation Applications"

c) レベル3PRA標準：2008は内的事象及び外的事象のいずれの起因事象にも適用可能としていたが、外的事象の評価に際する要求事項が明記されていなかったため、今回の改定で、外的事象によるサイト周辺の被災状況の考慮について、防護対策による線量低減解析及びリスクの定量化における要求事項として明記した。

④ 適用範囲の拡張

レベル3PRA標準：2008は、公衆の健康影響として放射線被ばくによる個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが、加えて経済影響評価も適用範囲に含めることとした。適用範囲拡張後のレベル3PRA実施手順を図1に示す。

⁵ Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465 (1995)

⁶ State-of-the Art Reactor Consequence Analysis (SOARCA) Report, NUREG-1935 (2012)

⁷ Kevin Coyne, Full-Scope Site Level 3 PRA Project Status, 日米PRAラウンドテーブル資料（2014）

適用範囲拡張に係る狙いや経済影響評価に係る評価項目等については、3.3 項に記す。今回の改定においては、国内での経済影響評価事例が無いことから、経済影響評価に係る規定事項は必要最小限に留めており、評価手法については規定化しないこととしたが、附属書（参考）にユーザーが評価にあたり参考とできるよう評価手法を紹介している。

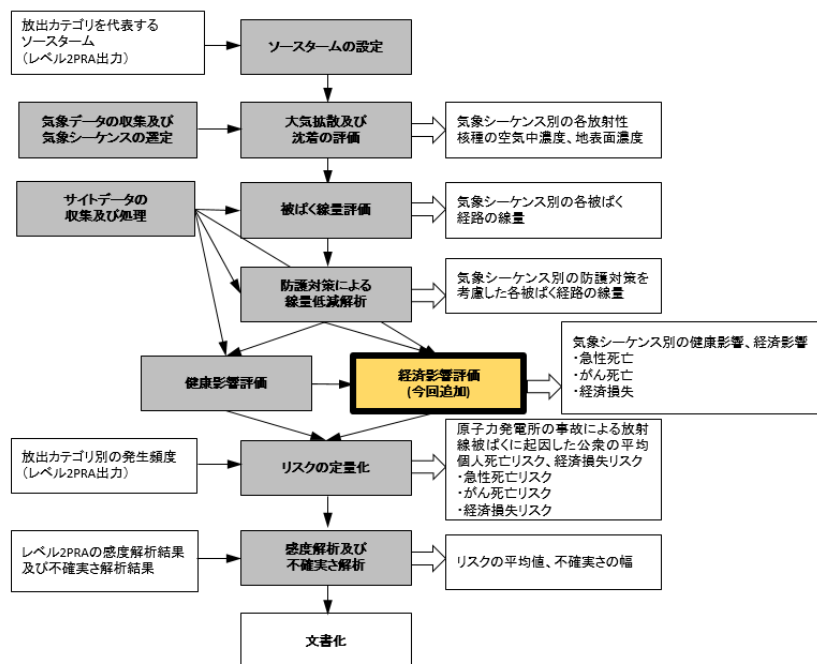


図1 レベル3PRA実施手順

3.2 放射性物質の環境中移行と被ばく評価

レベル3PRAでは、レベル2PRAで求めた事故シーケンスの発生頻度とソースターム（核種の放出タイミングと放出量等の放出源情報）と気象データ、サイトデータ（人口データ、農畜産データ、防護対策データ）を入力条件として、起こりうる気象条件とその確率を考慮し、放射性物質の環境中移行を計算した上で、考えられる被ばく経路からの線量評価をし、人の健康影響を評価する、又は経済影響を評価する。レベル3PRA標準の実施手順は図1に示したとおりであり、健康影響評価に係る評価のイメージは図2のとおりであり、評価の概要は以下のとおりである。

大気中に放出された放射性物質の移行を評価するにあたっては、大気拡散モデルを設定し、気象指針等を参考に気象データ、拡散パラメータ等を設定して、放射性物質の大気中濃度及び地表沈着濃度を算定する。レベル3PRA標準においては、大気拡散モデルとして、濃度分布を正規分布で

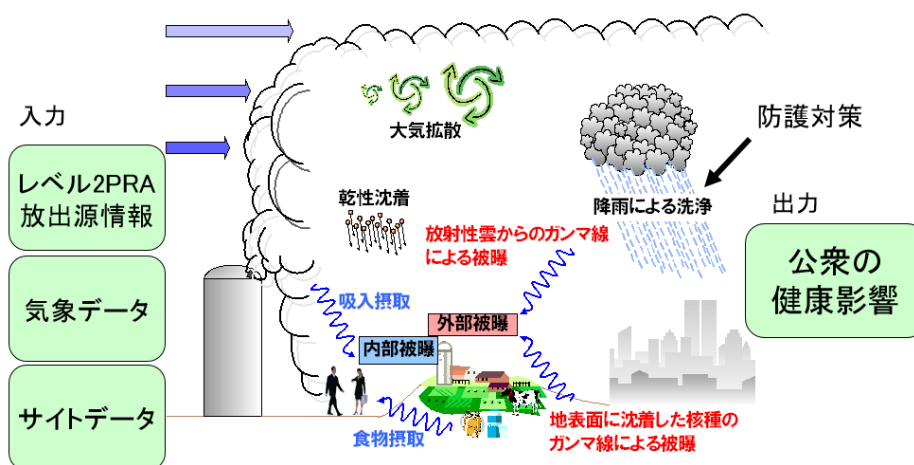


図2 レベル3PRA評価概要

仮定したガウス型モデルを用いてよいこととした。また、放射性物質の沈着の評価にあたっては、地表面への乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮する。

公衆の被ばくを評価するにあたっては、放射性雲からの外部被ばく（クラウドシャイン）、地表面沈着物からの外部被ばく（グランドシャイン）、吸入及び汚染農畜産物の経口摂取による内部被ばくなど

の被ばく経路を設定し、被ばく経路ごとの線量を求める。また、被ばく線量低減のために避難や安定ヨウ素剤の服用などの短期的な防護対策及び汚染された農畜産物の摂取制限や移転などの長期的な防護対策の効果を解析する。今回の改定においては、原子力規制委員会の原子力災害対策指針に基づく我が国の原子力災害対策の現状を反映している。

これら被ばく線量評価と防護対策の解析を基に、公衆の健康影響として、急性死亡とがん死亡を解析する。急性死亡の確率を求めるにあたっては、シグモイド形の線量依存性を持つハザード関数法を用いて解析する。がん死亡については線形の線量反応モデルを用いて評価する。

リスクの定量化では、公衆の健康影響と事故シーケンスの発生頻度を用いて、公衆の平均死亡リスク（急性死亡リスク及びがん死亡リスク）を求める。また、感度解析及び不確実さ解析を実施し、解析条件やモデルの仮定、パラメータ値が結果に及ぼす影響を把握する。

3.3 経済影響評価

レベル 3PRA 標準：2008 においては、国が示した安全目標への適合性評価等の実施に資するため、適用範囲で原子力発電所の事故のリスクとして、安全目標で示された放射線被ばくによる公衆の個人の急性死亡リスクとがん死亡リスクを対象としていたが、今回の改定では、公衆の健康影響に加えて原子力発電所の事故による経済影響を求めるための要件を規定することとした。

チェルノブイリ事故及び東京電力福島第一原子力発電所事故以来、原子力事故によって重大な経済的影響が生じることは共通の認識となっている。事故による経済影響は、電力選択、事故時の損害賠償、事故対策など、原子力発電に係る様々な局面において不可欠な情報の一つであるが、この標準においては、原子力発電所の更なる安全性向上に資するための対策を実施するにあたり、安全性のみならず経済的な面で定量的な効果を把握した上で対策を決定することは、より合理的な安全性向上の投資に繋がることから、対策にかかる意思決定の判断材料を提供することを目的として、原子力発電所の事故による経済影響評価の要求事項を追加した。また、原子力発電所の更なる安全性向上の対策にかかる意思決定の判断材料を提供する目的で、事業者が経済影響を評価しようとする際には、PRA 以外の手法や専門家判断も合わせて使用することも考えられるが、あくまで PRA により評価できる範囲のみを取り扱うこととしている。

レベル 3PRA 標準で扱う範囲は、炉心損傷、格納容器機能喪失に続いて、環境中に移行した放射性物質により公衆が受ける健康影響及び被ばく線量を低減するために実施される防護対策の費用並びに雇用・所得及び財の損失であり、具体的には以下の項目とした。

(a)健康影響

- ・放射線被ばくに起因する公衆の急性死亡
- ・放射線被ばくに起因する公衆のがん死亡

(b)防護対策費用

- ・避難に係る費用：人々の輸送費用、一時的な宿泊施設と食料確保に係る費用
- ・移転に係る費用：人々の輸送費用、宿泊施設の確保に係る初期費用・継続費用
- ・飲食物摂取制限に係る費用：制限期間中の食品の廃棄・処理による逸失利益とその費用、代替食品の費用
- ・除染に係る費用：実施費用（必要機器の経費、廃棄物の輸送・処理を含む）、労働費
- ・防護対策の関連費用：緊急時計画の実情に合わせて防護対策費用

（例：安定ヨウ素剤予防服用に関する費用、緊急時モニタリング等）

(c)放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失

- ・ 防護対策の実施による労働生産低下に伴う逸失利益
- ・ 不動産の資産価値や資本減耗に係る財の損失など

もし事業者が経済的な観点からある対策の効果を把握しようとする場合、その対策を導入する前後の経済影響評価結果と対策にかかる費用を比較することで情報が得られる。また、同様に複数考えられる対策の中からどの対策が投資効果がよいかを判断するための材料ともなり、今後レベル 3PRA 標準がより活用されることが期待できる。

3.4 レベル 3PRA 手法の適用例

講演では、SOARCA 等の米国における最近の適用事例についても紹介する。

4. 総合討論

上記を踏まえて、総合討論を行う。

以 上

(Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[BC0104] (4)Comprehensive discussion

Yoshiyuki Narumiya¹ (1.KEPCO)

環境への放射性物質放出による公衆の健康影響を評価するレベル3PRA標準は、2009年に発行しているが、現在改定作業中である。今回の改定で大きな変更を考えている点は、原子力発電所で発生する事故による経済影響を評価する標準に拡張することである。レベル3PRAは原子力施設と外部社会との関係を表現する一つの方法論とも言えるだけに、その結果は施設内設備の設計や管理などに関する技術的な議論に留まらず、外部社会への影響を定量的に議論する材料として捉えられることがある。本企画セッションでは、レベル3PRAの意義を確認した上で、今回の改定ポイントも含めたレベル3PRA手法の概要を紹介する。

[TN03] Development strategy of advanced type liquid breeder blanket in fusion DEMO reactor

Chair: Masatoshi Kondo (Tokyo Tech.)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[TN0301] (1)Development of advanced blanket systems in strategy for DEMO

* Teruya Tanaka¹ (1.NIFS)

[TN0302] (2)R&D on long-life liquid blanket in NIFS Fusion Engineering Research Project

* Akio Sagara¹ (1.NIFS)

[TN0303] (3)Present status of R&D on ceramic materials as functional structure of the advanced blanket system

* Takashi Nozawa¹ (1.JAEA)

[TN0304] (4)Discussions

核融合工学部会セッション「原型炉戦略における先進ブランケット開発と今後の展望」

(1) 原型炉戦略における先進ブランケットの位置付け

(1) Necessity of advanced blanket systems in develop strategy of DEMO

田中照也

核融合科学研究所

1. 先進ブランケット概念

ブランケットは炉心プラズマに面して設置され、①熱エネルギーの取り出し、②三重水素(燃料)の自己増殖、③中性子・ γ 線の遮蔽を担う、厚みが 35-60cm 程度(設計による)の発電用の複合機器である。複数の構造材、トリチウム増殖材、中性子増倍材、冷却材の組み合わせがブランケット概念として提案、研究されてきているが、既存の加圧水型軽水炉の発電技術を利用できる水冷却方式のブランケット概念に対して、より高温での高効率発電が期待できる液体金属や熔融塩をトリチウム増殖材や冷却材に使用するブランケット概念が”先進ブランケット”とされている。材料の組み合わせによるが、 ${}^6\text{Li}$ の濃縮が不要(天然 Li の利用)、固体中性子増倍材が不要、簡単なブランケット構造、増殖/冷却材についてはトリチウム燃料回収、純化、成分調整を連続的に行うことが可能であり、照射損傷の影響が無い、といった高効率発電に適した特徴を持たせることが期待できる。液体金属の LiPb(リチウム鉛)、Li、熔融塩の FLiBe (フリーベ)、FLiNaBe (フリナーベ)等が主な先進ブランケット用増殖/冷却材候補であり、幅広い開発研究が進められている。

2. 要素技術開発研究

先進ブランケット用増殖/冷却候補材となっている液体金属および熔融塩は、材料特性、強磁場下における流動・伝熱特性、水素輸送特性、材料との共存性、化学的安定性等が大きく異なるため、各々に特有の課題について、大学等を中心とした長年の材料・要素技術研究が進められてきた。日米科学技術協力事業 JUPITER-II (2001-2006) 及び TITAN (2007-2012) においても、全日本的な体制での集中的な取り組みが行われている。現在、核融合科学研究所の熱・物質流動ループ装置 Oroshhi-2 (FLiNaK、LiPb ツインループ装置) [1]等を用いた、循環系における先進ブランケット技術、及び機能の統合的な開発・実証研究を推進する段階に入っている。先進ブランケット実現のためには、今後、熱交換機、二次系を含めた発電システム全体の研究についても推進し、高効率・長寿命・安全性を確立する必要がある。

3. 原型炉戦略における位置づけ

核融合科学研究所を中心に進められているヘリカル型磁場閉じ込め発電炉 FFHR の概念設計研究では、当初より熔融塩 FLiBe、FLiNaBe を増殖/冷却材とした先進ブランケットが第一候補とされており、また、液体金属増殖/冷却材を用いるブランケットの適用についても検討されている[2]。

一方、現在、日本原子力研究開発機構が中心となり、全日本体制で精力的に展開されているトカマク型磁場閉じ込め原型炉の開発研究においては、水冷却方式のブランケットによる発電実証を目指している。国際熱核融合実験炉 ITER にも、水冷却方式のテストブランケットモジュール (ITER-TBM) を設置することで、技術基盤を確立、検証する計画となっている。このトカマク型原型炉の開発戦略では、水冷却ブランケットによる発電実証の後の段階で、先進ブランケット方式のテストブランケットモジュール(原型炉 TBM)を設置し、技術検証と経済性の見通しを得ることが必要であるとの提案がなされている。[3]

大阪大学を中心に進められている慣性閉じ込め核融合炉の研究においても、実験炉の第 III フェーズにおいて LiPb 先進ブランケットの適用が検討されている[4]。

[1] A. Sagara et al., Fusion Sci. Technol. **68** (2015) 303.

[2] NIFS 核融合工学研究プロジェクト FFHR 設計グループ, NIFS-MEMO-64 (2013).

[3] “核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム(略称 合同コアチーム) 報告”, NIFS-MEMO-72 (2015). <http://www.naka.jaea.go.jp/kankoubutu/goudoukoa.html>.

[4] 神前康次 他, J. Plasma Fusion Res. **83**(2007)19.

核融合工学部会セッション「原型炉戦略における先進ブランケット開発と今後の展望」

(2) NIFS 核融合工学プロジェクトにおける長寿命液体ブランケット開発研究

(2)R&D on long-life liquid blanket in NIFS Fusion Engineering Research Project

相良明男

核融合科学研究所

1. 概要

ヘリカル核融合炉 FFHR-d1 の概念設計では、熔融塩 FLiBe の自己冷却式 T 増殖ブランケットを主候補としている。理由は、1) T 溶解度が低いので（金属 Li より 8 桁以上低い）T 回収が容易で低インベントリが可能、2) 化学反応性が低いので大気に漏出して安全、3) 蒸気圧が低いので高温でも常圧システムが可能、4) 電気伝導度が低いので強磁場仕様の核融合炉に適合、5) 熱伝導率が低くて高粘性（0℃の水程度）の高プラントル(Pr)数流体であるが、密度と比熱は水と同等であり、放射線発熱は主に体積発熱であるため自己冷却システムも有望、6) 他の T 増殖材に較べて放射線遮蔽性能が高い、等の優れた特長を有するからである。最近、我々は 1 次系に融点 305℃の FLiNaBe、2 次系に超臨界 S-CO₂ 利用の発電システムの検討を進めている[1]（図 1）。

他方、1960 年代米国の熔融塩原子炉 MSRE での 21,788 時間の運転実績はあるものの、①T 増殖回収の容易さと表裏をなす T 透過漏洩の抑制、②核融合炉では放射化する Ni 合金は使えず、③中性子照射下での核反応遊離フッ素 F 或いは FT による材料腐食の抑制、④特に第 1 壁を自己冷却する場合の片面伝熱促進、の 4 点が核融合炉特有な課題である。

NIFS では国内外の大学等との共同研究

によって、既にこれら 4 点全てについて、良好な見通しを得ていると共に、実機能実証実験準備を整えつつある。但し、③については HF 利用の代替実験であるため、本格的な中性子照射環境実験が必須である。

2. 4つの課題への見通し

①と②について：FFHR では長寿命を設計指針とし、大半径の利点として、中性子壁負荷を 1995 年から一貫して 1.5MW/m²に設定している。最近、筆者は、V 合金構造材を目標に、Ti 等の水素吸蔵微粒子混合による実効的水素溶解度の向上とマイクロ波による金属微粒子選択加熱による水素放出システムを提案し[2]（図 2）、良

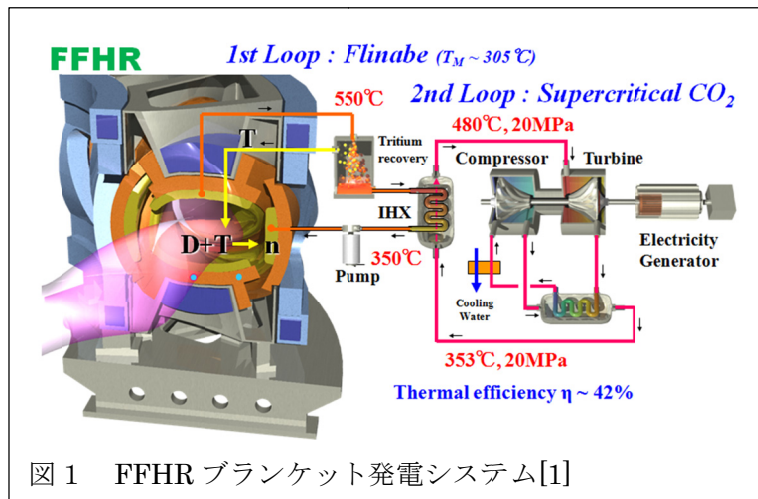


図 1 FFHR ブランケット発電システム[1]

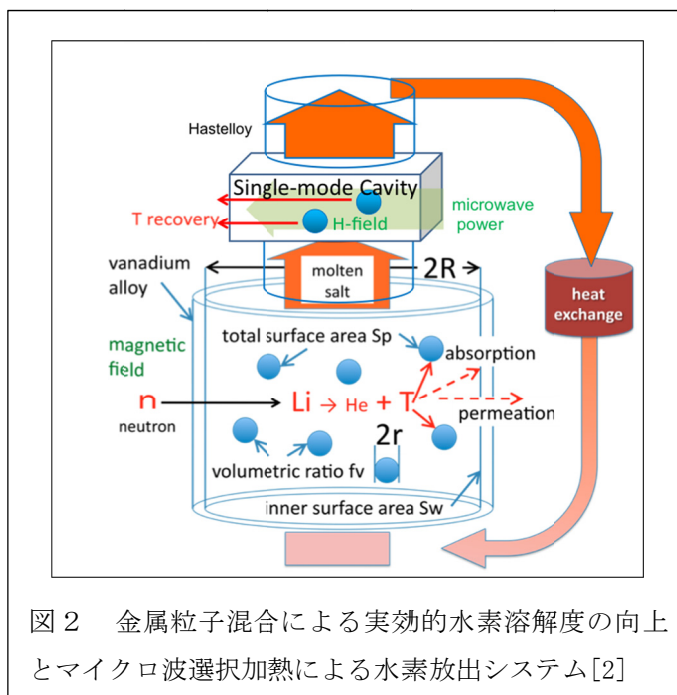


図 2 金属粒子混合による実効的水素溶解度の向上とマイクロ波選択加熱による水素放出システム[2]

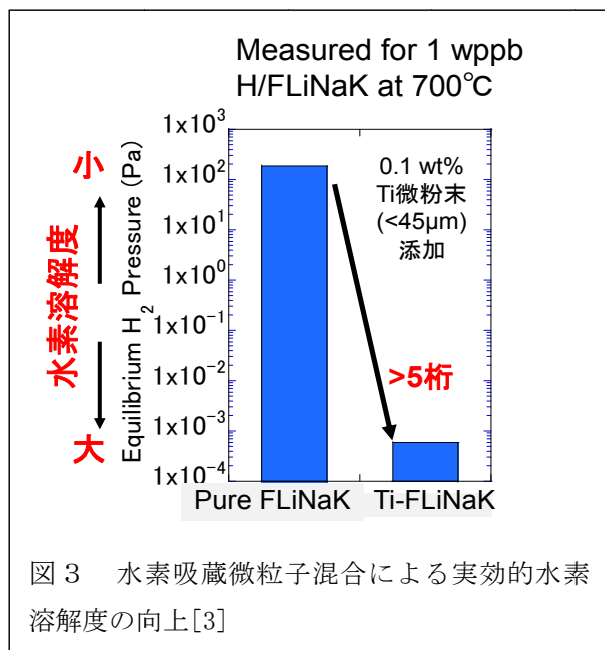


図3 水素吸蔵微粒子混合による実効的水素溶解度の向上[3]

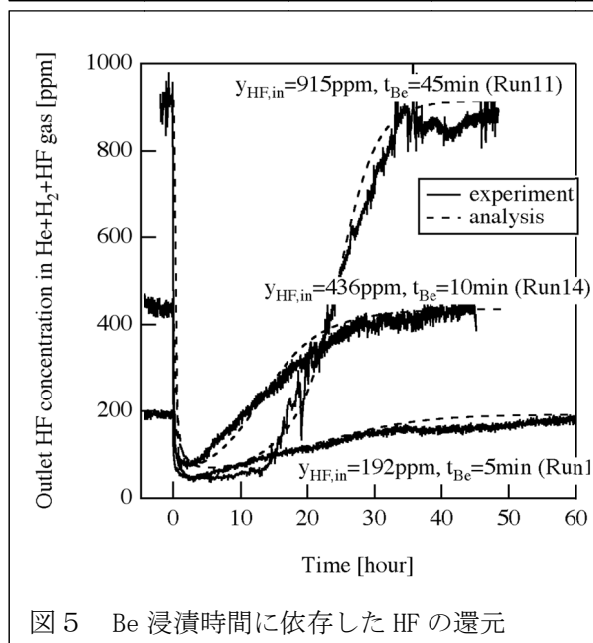


図5 Be 浸漬時間に依存した HF の還元

好な実験結果を得ている[3] (図3及び図4)。

③について：中性子増倍材の Be は TF の還元 ($\text{Be}+2\text{TF} \rightarrow \text{BeF}_2+\text{T}_2$) にも働くことが日米事業 JUPITER-II で実証された (図5)。**④について：**熱負荷最大 $1\text{MW}/\text{m}^2$ の第1壁除熱については、TNT (Tohoku-NIFS-Thermofluid) ループでの代替塩 (HTS) を用いたペブル管による伝熱促進実験によって見通しが得られている[4] (図6)。

3. 熱・物質流動ループ Oroshhi-2 の始動

2012 年度補正により、熱・物質流動ループ装置 (Oroshhi-2) を立ち上げ (図7) [1]、FLiNaK および LiPb 流動直交3テスラ超伝導磁場での

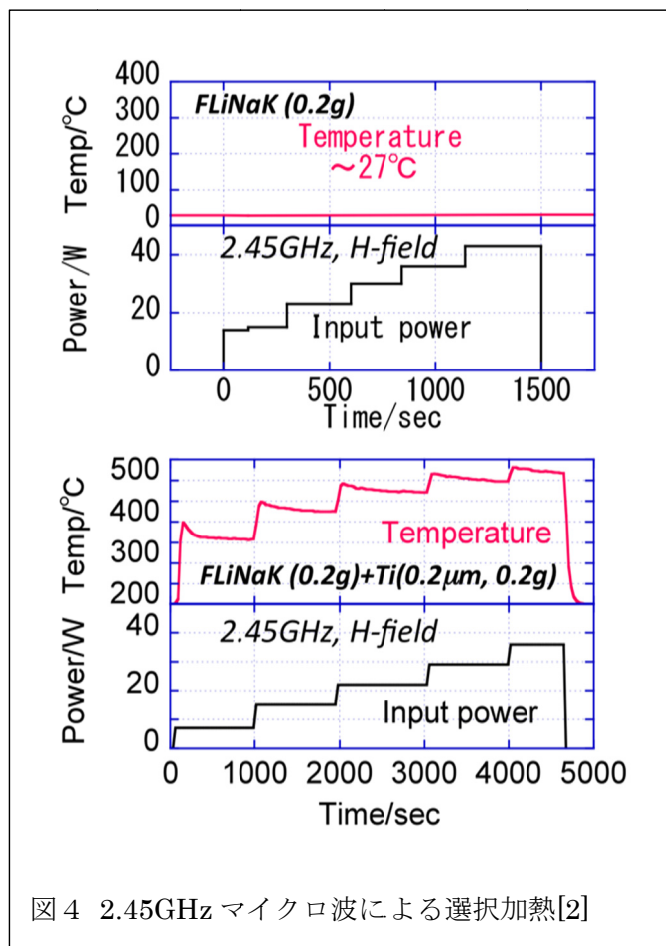


図4 2.45GHz マイクロ波による選択加熱[2]

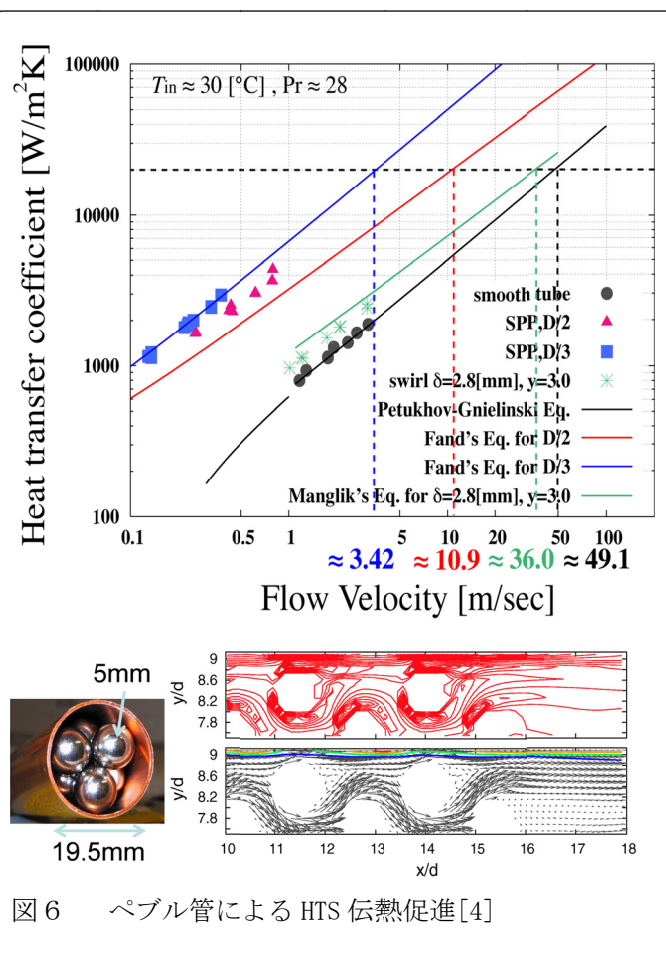


図6 ペブル管による HTS 伝熱促進[4]

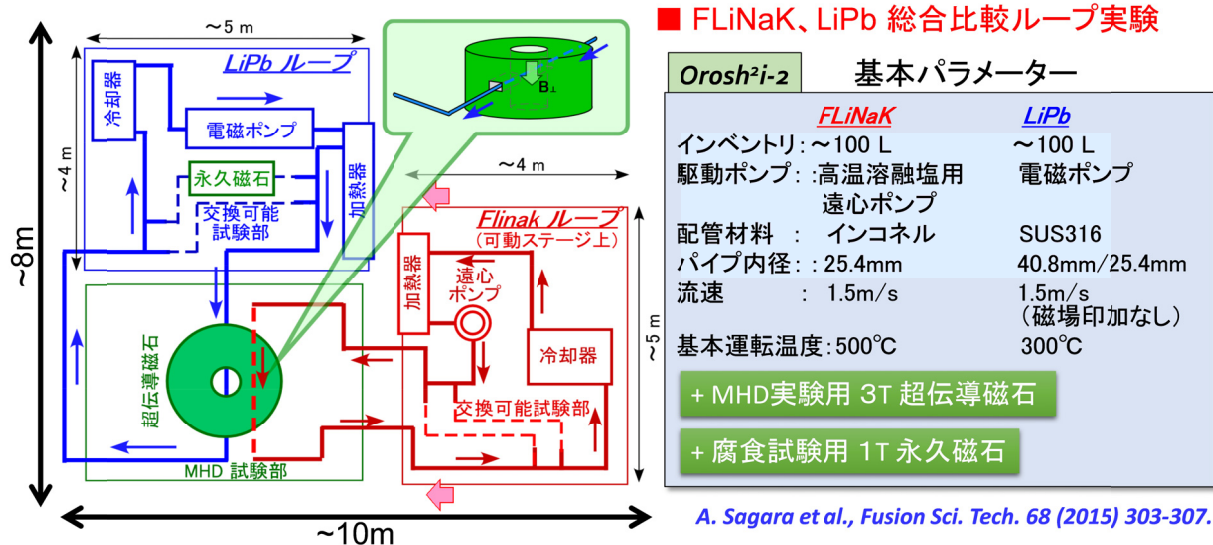


図7 Oroshi-2の全景と装置スペック[1]

最高 600°Cでの強制流動実験を中心として、異分野融合も視野に入れた革新的エネルギー循環工学の中核として国内・国外との共同研究を開始している[5]。

[1] A. Sagara et al., Fusion Science and Technology **68** (2015) 303.

[2] A. Sagara et al., Fusion Engineering and Design **89** (2014) 2114.

[3] J. Yagi et al., Fusion Engineering and Design **98-99** (2015) 1907.

[4] H. Hashizume et al., Fusion Science and Technology **56** (2009) 892.

[5] 相良明男、他、小特集「液体だけど水じゃない」プラズマ・核融合学会誌, 92 巻2号(2016) 110-142.

Akio Sagara

National Institute for Fusion Science.

核融合工学部会セッション「原型炉戦略における先進ブランケット開発と今後の展望」

(3) 先進ブランケット用セラミック機能構造材料の検討状況
(3) Present status of R&D on ceramic materials as functional structure
of the advanced blanket system

野澤 貴史

原子力機構

1. 背景と目的

シリコンカーバイド (SiC) 材料は優れたエンジニアセラムックスとして幅広く産業利用されているが、中性子照射を受ける過酷な環境での優れた耐性、SiC が元来有する低誘導放射能や低崩壊熱などの利得もあいまって、有力な核融合炉内機器材料として開発が進む。

SiC/SiC 複合材料の開発当初は大学を中心に進められた研究活動も、核融合原型炉の研究開発の一環として、幅広いアプローチ (BA) 活動に係る国際核融合エネルギー研究センター (IFERC) 事業が 2007 年 7 月に立ち上がり、現在では JAEA が主体となり、青森県六ヶ所村を拠点に全日本的な体制で研究開発を展開している。本活動では、特に液体リチウム鉛を増殖材とした先進ブランケット環境下において、十分なブランケット機能を得るための構造材料の一つとして SiC 材料を位置付け (以後、「機能構造材料」と呼ぶ)、具体的には、SiC 材料の照射下電気特性評価、ヘリウム/水素透過挙動理解、液体金属との共存性評価などの機能評価を中心にデータ蓄積を進めると同時に、これらの機能を担保するための構造安定性の評価、複合材料の規格・基準の基盤となる考え方の整理等を進めている。10 年間に及ぶ活動もいよいよ最終局面に突入し、平成 29 年度初頭の最終報告に向けて材料特性ハンドブック・データベースの整備に着手したところである。

一方、日本の主案である固体増殖ブランケット開発では、原型炉設計活動の中で、プラズマ立ち上げ時の局所的な熱負荷や、ディスラプション時の逃走電子による炉内機器の損傷懸念等の課題が明確となっている。最近では、高熱負荷・高中性子負荷への対策としてのリミター候補材として SiC 材料の利用検討も開始したところである。

さらに、中性子照射試験は核融合炉材料の重要課題であり、日米協力を通じてデータ蓄積と挙動理解が着実に進められている。本年度、一つのマイルストーンとして 100dpa までの照射後試験が完了している。

本講演では、先進ブランケット機能構造材料として着実に開発が進む SiC 材料について、研究開発の現状と課題について概説する。

2. 研究開発の現状と課題

2-1. SiC 材料の照射下電気特性

液体増殖ブランケットにおいて、流路インサート材として SiC 材料を使用する際、SiC の電気絶縁性能の確保は MHD 圧損において重要である。特に照射下における挙動理解が重要であり、BA 活動では様々な照射場 (ガンマ線、14MeV 中性子源等) を利用して評価を進めてきた。これまでに、SiC の表面状態の変化に起因すると考えられる照射誘起伝導度 (RIC) と照射誘起絶縁劣化 (RIED) を確認し、特に前者は明瞭な線量依存性を確認している。ただし、実環境下である高温では熱的效果が支配的となり、照射影響は無視できるほど小さいことが示唆されている。弾き出し損傷効果の詳細な評価が引き続き課題として挙げられ、イオン加速器による試験を継続している。

2-2. SiC 材料の重水素透過特性

トリチウム透過性能はトリチウムの閉じ込め、回収のため、ブランケットに必要な機能となる。化学気相蒸着法で作製した高純度 SiC の重水素透過係数は、600℃では SUS316 より約 3 桁小さく、800℃では約 2 桁小さいことが明らかになっている。また、950℃においても、SUS316 の約 1/40 (SUS316 の 550℃における透過係数とほぼ同じ) であり、優れた特性が実証されつつある。異なる製法の SiC 及び SiC/SiC 複合材料の測定を継続中であり、最終的には照射効果を含めた挙動理解を進めることが課題である。

2-3. SiC 材料と液体リチウム鉛金属の共存性

増殖材である液体リチウム鉛と SiC 材料の共存性の確保は、先進液体ブランケットの成立性を左右する重要な課題である。これまでに、回転腐食試験装置を用いて、高純度 SiC と焼結助剤を含む SiC/SiC 複合材料の評価を進めてきた。その結果、高純度 SiC については、静止場では腐食が一切進行せず、流れ場においてのみ反応層の生成が生じる点、生成した反応層はある時間を越えると終息する点を明らかにした。一方、焼結助剤を含む場合は、焼結助剤の優先的な反応による反応層の生成を確認した。いずれの場合も、リチウム鉛中に存在するリチウム化合物との反応が主要メカニズムであることを明らかにした。本結果からリチウム鉛の純度管理の重要性が改めて指摘され、関連して、高純度リチウム鉛の合成技術の開発を大学と共同で開始した。

2-4. SiC/SiC 複合材料の破損挙動

ブランケットに求められる機能の多くは、SiC/SiC 複合材料の損傷によって損なわれる懸念があり、そのため、複合材料の構造安定性の確保は機能を担保するうえで極めて重要な視点である。特に、複合材料はその多様な織物構造から異方性を示すため、その理解は第一に重要である。これまで、室温から 1000℃までの多軸負荷条件での強度異方性マップの特定、寿命評価における影響評価を中心にデータ蓄積を進めてきた。引張・引張モードにおいて厳しい評価を与える、試験モードによっては比例限度以下において損傷蓄積が開始しうる、ただし表面損傷が仮にあっても破壊が加速されることはない（ノッチ鈍感性）等の知見を獲得し、複合材料の設計上の取り扱いに関する理解を深めてきた。実環境下では温度勾配に起因する残留ひずみの取り扱いが特に重要であり、データ蓄積を継続すると同時に、特性を予測する解析手法の開発・高度化を進めていく計画にあり、特に照射効果を考慮した検討に着手している。

2-5. SiC/SiC 複合材料の重照射効果

リミターでの応用では、SiC/SiC 複合材料は最も厳しい熱及び中性子負荷に曝される。日米協力における HFIR 利用において、SiC/SiC 複合材料の 100dpa までの照射効果を初めて明らかにした。具体的には、600℃以下の照射では、10dpa を超えるあたりから高結晶性・化学量論組成 SiC 繊維の照射劣化に起因する強度低下が認められ、さらに 70dpa を超える重照射領域では繊維/マトリックス界面の劣化が指摘された。しかしながら、重照射領域で材料劣化は加速することはなかった点は特筆すべき新たな知見である。一方で、800℃を超える高温照射においては、一定の強度安定性が実証された。

3. 今後の展望

複合材料の物理的・化学的特性は原型炉設計の中心となる複合材料の機能を定める貴重なデータとなることから、基盤データベースとして整備していく。その際、核融合環境を考慮した条件での整理に加え、さらに、損傷とリンクした機能の整理は重要な視点であり、引き続き検討を進める計画である。

Takashi Nozawa¹

¹JAEA

(Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[TN0304] (4)Discussions

Planning Lecture | Other Session | JST

[OT01] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[OT0101] (1)Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*Kenichi Sumimoto¹ (1.JST)

[OT0102] (2)Discussion

「文部科学省 原子力競争的資金の紹介」

原子力競争的資金による研究開発事業の紹介

Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

住本研一

国立研究開発法人 科学技術振興機構

文部科学省が進める「国家課題対応型研究開発推進事業」は、科学技術政策の遂行の観点から、国が直接実施する必要のある研究開発活動について、優れた提案を採択する競争的資金制度である。その中で、原子力が直面する課題解決、及び原子力分野における我が国の国際競争力の維持・向上を図るため、平成 17 年度に、原子炉、再処理、燃料加工等の分野において革新的な技術開発を推進することを目的として、「原子力システム研究開発事業」（以下、「原子力システム」）を創設した。また、平成 20 年度には、原子力の新たな利用技術や知識の創出、技術基盤を強化することを目的として「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」（以下、「原子力イニシアティブ」）を創設し推進してきた。

東京電力福島第一原子力発電所事故後、「原子力システム」では「安全基盤技術研究開発」「放射性廃棄物減容・有害度低減技術研究開発」を、「原子力イニシアティブ」では「復興対策基礎基盤研究プログラム」を公募テーマに設定し、さらに平成 26 年度には新たに「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」を創設した。平成 27 年度より、「原子力イニシアティブ」「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」を統合して「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」が設けられた。その中で「戦略的原子力共同研究プログラム」「廃炉加速化研究プログラム」「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」として原子力に関する広い領域の課題への対応、原子力安全の高度化や廃止措置に係る基礎的・基盤的研究、及びそれらに係わる人材育成に重点化したテーマを設定し募集を行ってきている。

平成 27 年度の採択数は 28 課題である。これまでに「原子力システム」では延べ 145 課題、「原子力イニシアティブ」及び「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」では 120 課題を採択している。各課題は専門家による厳正な審査を経て採択されるとともに、定期的な評価を受ける。また、研究遂行は PD・PO*制度の下で適切に行われる。科学技術振興機構は、文部科学省から委託を受けこれらの支援を行っている。

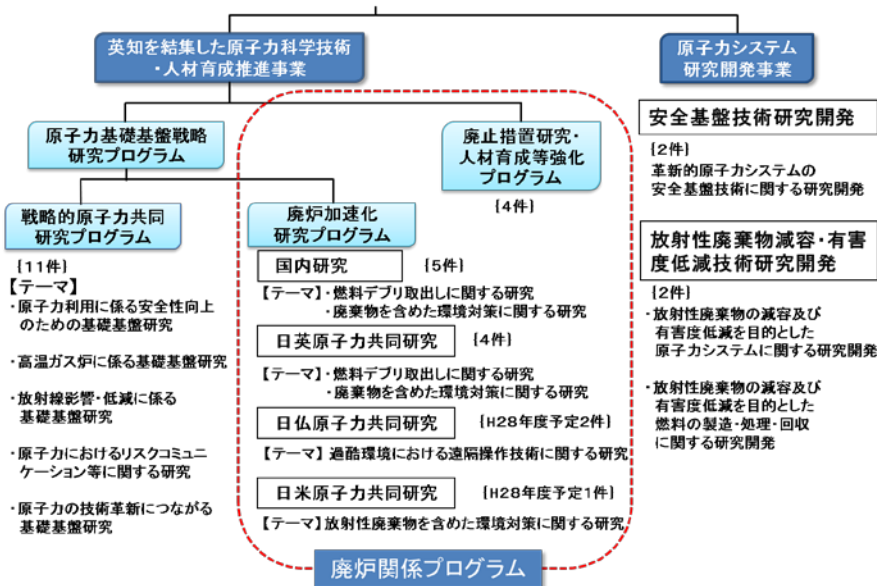
*PD・PO：プログラムディレクター・プログラムオフィサー

Kenichi Sumimoto

Japan Science and Technology Agency

平成27年度文部科学省原子力関係競争的資金制度概要

（国家課題対応型研究開発推進事業） []内：平成27年度採択課題件数



進行中・終了後の課題については JST サイト参照
www.jst.go.jp/nuclear/quick/index.html
www.jst.go.jp/nuclear/quick/end.html

(Sat. Mar 26, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room N)

[OT0102] (2)Discussion

文部科学省が進める「国家課題対応型研究開発推進事業」は、科学技術政策の遂行の観点から国が直接実施する必要のある研究開発活動について、優れた提案を採択する競争的資金制度である。平成17～27年度に265課題が採択され、67課題が進行中である。安全基盤・放射性廃棄物に係わる革新的システムの開発を行う「原子力システム研究開発事業」に加えて、東京電力福島第一原子力発電所事故後、特に広い領域の課題への対応、安全の高度化、廃止措置技術研究、及びそれらに係わる人材育成に重点化したテーマを設定し、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」として推進されている。これら事業の公募方針を詳しく説明する。