

船舶による原子炉解体放射性廃棄物輸送に係る海外動向調査

浅見 光史（海上技術安全研究所）

1. 調査概要

高経年化原子炉の廃炉によって、今後輸送量の増加が見込まれる原子炉解体廃棄物は、大型かつ大量に発生することから、安全を確保しつつ効率的に輸送する方法を確立する必要がある。殊に日本における原子力発電プラントはそのほとんどが海岸線に位置されているため、これら原子炉解体廃棄物は船舶による海上輸送が主体となると考えられる。アメリカ、ドイツ及びスウェーデンにおいては、原子炉解体に伴う放射性廃棄物の安全輸送に係る法規制のあり方について検討が進められており、国際原子力機関(IAEA)の場で輸送規則の改定案が提示される可能性が高い。一方我が国では、これまで原子炉解体に伴う放射性廃棄物の海上輸送の安全性に係る法規制や技術基準のあり方について議論されていない。このような背景をもとに、船舶による核燃料物質等の安全輸送に係るドイツの先端的安全評価技術について調査を行うとともに、大型廃棄物輸送基準の動向調査を行った。

今回の訪問先である Gesellschaft für Nuklear-Service mbH(GNS)はドイツにおける電力会社の関連会社である。GNS の主な業務として、使用済燃料及び原子炉から生成する廃棄物の取扱(中間貯蔵(Interim Storage)、輸送(Transport)、廃棄物の処理(Conditioning)、最終処分(Final repository))、原子炉廃炉措置のマネジメント、輸送容器の基本設計(構造・除熱・遮蔽・未臨界)及びその製作、ゴアレベン中間貯蔵施設での貯蔵管理(GNS の子会社である施設管理会社、BLG)等が挙げられる。

2. 原子炉解体放射性廃棄物輸送に係る動向調査

ドイツにおいては、大型蒸気発生器 4 体を RORO 船で IAEA 輸送規則(以下 TS-R-1)の特別措置(定義:「当局によって承認された措置であって、その下においては、本規則の適用要件のすべては満足しない運搬物が輸送され得る。」)により運搬した実績がある。GNS では、スウェーデンの Studsvik Nuclear と協力して、蒸気発生器(以下 SG と略)の取扱及び放射性物質の処理法について検討している。表面汚染物 (Surface Contaminated Object, 以下 SCO と略)の区分は、接近可能な表面に対して、SCO-I: 最大 $4.0 \times 10^4 \text{Bq/cm}^2$ 、SCO-II: 最大 $8.0 \times 10^5 \text{Bq/cm}^2$ となっている。原子力発電所建屋においては、SG は SCO-II に分類され、IP-2 型輸送容器の条件が要求される。ここで、輸送する SG の開口部を閉鎖した上で表面放射エネルギーを確認しているため、SG は SCO-II 型に必ずしも分類されるとは限らない。

ドイツでは、連邦政府機関が特別措置による SG の輸送を許認可している。IP-2 型として認められる輸送物は、(a) 放射性収納物の喪失または散逸、及び、(b) 輸送物のいかなる外表面において最大放射線レベルの増加が 20%を超えることを防止することが TS-R-1 で決められている。TS-R-1 では、自由落下試験の条件として輸送物重量により落下高さが決まっているため、1.5ton 以上の SG に対しては、0.3m と設定されている。自由落下試験は、輸送容器の場合は実物あるいはスケールモデルでの落下試験が行われるが、ドイツでは SG に代表される大型放射性廃棄物に対しては数値解析により耐衝撃能力を確認(ここで、SG の落下時に最大の変形量となるような落下方向を選択して落下挙動を確認)している。さらに、大型放射性廃棄物

の再処理は、SG の場合、汚染された領域と汚染されていない領域に分類できるため、一部を再利用や一般廃棄あるいは融解させることで放射性廃棄物の減容を行い中間貯蔵あるいは最終処分の経済化に貢献している。

ここで、SG の吊上高さについて質問した。というのも配付資料の写真で、TS-R-1 での自由落下試験の試験条件である 0.3m を明らかに超えているものがあつたためである。吊上高さを確認したところ、5~6m 程度の高さであるという。これに説明は「IP-2 型輸送物には、TS-R-1 上、事故時の輸送条件下における評価(9m 落下試験)が不要であり、平常の輸送条件下における評価(0.3m 落下試験)のみ実証されていればよい」とのことであつた。TS-R-1 の規則上はそれとおろかかもしれないが、実際に吊上げる高さが平常の輸送条件と考えるのが合理的であるためその旨確認したところ、「TS-R-1 に適合しており、管轄当局が承認された方法だからよい」という回答であつた。このような非合理的な考え方は、特別措置といえども日本では通用しないと考えられる。

3. 高レベル放射性廃棄物用キャスクの調査

ドイツの使用済燃料輸送貯蔵容器である CASTOR はダクタイル鋳鉄製で、日本で使用されている容器のように放熱フィンを溶接でなく機械加工削り出しで作成している。このため、溶接ビード部にプール水が溜り表面汚染する可能性が防止できると説明があつた。CASTOR 容器では、中性子遮蔽体としてポリエチレンが使用されていたため、放射線源から放出される崩壊熱に耐えられるかどうか疑問であつたが、収納物の崩壊熱に対して、約 130℃における熱的安定性を確認しているため、問題ないという説明を受けた。

輸送容器の安全解析では、放射線遮蔽解析はモンテカルロ法(MCNP4C Code)が既に導入されていた。また、未臨界安全評価の解析手法は日本と同じくモンテカルロ法(SCALE System)を使用していた。ここで、中性子増倍率の固有値に大きく影響する評価体系の H/U(水対ウラン比)の推定をどの程度まで考慮しているかについて質問したところ、GNS では政府からの受託で独自に評価を実施しており「実際に燃料集合体の落下試験を実施し、その変形量に基づいて解析モデルを作成している」旨が明らかとなった。

4. 燃料貯蔵施設の調査

今回の調査の訪問先であるゴアレーベン中間貯蔵施設は、放射性廃棄物の中間貯蔵のため、GNS の子会社である BLG によって建設された。この施設には、低レベル/高レベル放射性廃棄物(LLW/ILW : Low/Intermediate Level Waste)の中間貯蔵施設と放射性廃棄物乾式中間貯蔵施設及び使用済燃料処理実証施設(PKA : Pilot Conditioning Plant)がある。

日本で建設の予定されている使用済中間貯蔵施設と大きく異なる箇所は、PKA の内部にホットセルがあることである。PKA は照射済燃料を直接処分する際に必要な技術開発のために建設された施設である。作業は全て遠隔作業で行われ、ホットセル内部で発生する放射線は鉛ガラスと 1.5m のコンクリート壁により遮蔽され、またホットセル内部は負圧に維持されている。

放射性物質は全て高さ 40m の煙突からフィルターを通過して自然放射線レベルを下回る程度で放出される。この施設は 2000 年のモラトリアム政策以降現在においても稼働しておらず、容器の補修をする施設としての役目しか果たしていない。また、施設の停止中に、処理される燃料集合体の型式も新しくなりつつあり、処理費用の面で非効率となる可能性があるという懸念を聞いた。

5. KONRAD 地層処分施設の見学

KONRAD 地層処分施設は、ドイツ中央部にある鉄鉱床であり、1976年から放射性物質の最終地層処分場としての適用可能性の調査が開始されている。1982年には非発熱性の放射性廃棄物の最終処分場とするための許認可申請が行われている。許認可申請は難航したようだが、2002年の計画確定では、ドイツにおいて2080年までに生成予定の廃棄物量；303,000m³での申請認可がなされている。現在の処分事業者であるBfS(ドイツ連邦放射線防護庁)は、2007年のKONRAD訴訟以降、地層処分場としての準備作業を開始している。

KONRADの鉄鉱床の下は粘土層であり、地下水による浸食の懸念もなく、また頑丈である。今回の調査では坑内に入ることが許可されたため、供給能力が2時間の酸素ポンプを持参して1,300m深度の坑口を探索した。坑道をそのまま非発熱廃棄物(再処理変換廃棄物, bitumen 固化体)の処分場として利用するため、坑口周囲をセメントで固定し、7m幅、6m高さの坑道型処分空洞とする作業をしていた。配剤固化材としてセメント系の材料が使用される予定とのことであった。なお、地下に行く際に必要不可欠な合掌型立坑巻揚機は、KONRADの場合1930年代に製作されたものであり、未だに機能しているところにドイツの技術力の高さを垣間見たように思った。

6. おわりに

今回、ドイツにおける大型放射性廃棄物輸送等の現状を調査し、日本における原子炉解体放射性廃棄物の安全性に関する有益な情報を収集できたと考えている。最後に、貴重な機会を与えて頂いた日本財団の関係各位、多方面に亘り御支援頂いた学会事務局を始めとする日本船舶海洋工学会関係各位に謝意を表します。

2008 年度若手研究者・技術者海外派遣

派遣者氏名	浅見光史
派遣者所属	海上技術安全研究所 運航・システム部門 システム安全技術研究グループ
調査テーマ	船舶による原子炉解体放射性廃棄物輸送に係る海外動向調査
訪問国	ドイツ
派遣期間	2008 年 12 月 1 日～12 月 7 日
紹介者	澤田 健一 海上技術安全研究所
訪問先面談者	所属 1 . Joerg Viermann Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, Germany 2 . M. Walberg GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, Essen
調査内容(1)	原子炉解体放射性廃棄物輸送に係る海外動向調査 ・ 蒸気発生器等大型放射性廃棄物の輸送方法と IAEA 輸送規則との適合性について ・ 連邦政府機関が認可した大型放射性廃棄物の特別措置による輸送方法について (訪問先)GNS (概要)ドイツにおいては、大型蒸気発生器(SG)4 体を RORO 船で IAEA 輸送規則の特別措置により運搬した実績がある。SG は SCO-II(表面汚染物、最大 $8.0 \times 10^5 \text{Bq/cm}^2$)に分類され、IP-2 型輸送容器の条件が要求される。ここで、輸送する SG の開口部を閉鎖した上で表面放射エネルギーを確認しているため、SG は SCO-II 型に必ずしも分類されるとは限らない。ドイツでは、連邦政府機関が特別措置による SG の輸送を許認可している。輸送規則では、自由落下試験の条件として輸送物重量により落下高さが決まっており、1.5ton 以上の SG に対しては 0.3m と設定されている。自由落下試験は数値解析により耐衝撃能力を確認している。ここで、SG の吊上高さについて質問したところ(というのも自由落下試験の試験条件である 0.3m を明らかに超えている写真があったため)、5～6m 程度の高さであるという。「IP-2 型輸送物には、TS-R-1 上、事故時の輸送条件下における評価(9m 落下試験)が不要であり、平常の輸送条件下における評価(0.3m 落下試験)のみ実証されていけばよい。」と説明を受けたが、実際に吊上げる高さが平常の輸送条件と考えるのが合理的であるためその旨確認したところ、「TS-R-1 に適合しており、管轄当局が承認された方法だからよい」という回答であった。このような非合理的な考え方は、特別措置といえども日本では通用しないと考えられる。
調査内容(2)	高レベル放射性廃棄物用キャスクの調査 ・ 使用済燃料輸送貯蔵容器 CASTOR の構造、基本設計の調査 ・ 輸送容器の放射線遮蔽・未臨界安全評価手法 ・ 中性子実効増倍率の固有値に影響する評価体系の H/U (水対ウラン比) の推定方法 (訪問先)GNS 本社

(概要)ドイツの使用済燃料輸送貯蔵容器である CASTOR はダクタイル鋳鉄製で、日本で使用されている容器のように放熱フィンを溶接でなく機械加工削り出して作成しているため、溶接ビード部にプール水が溜り表面汚染する可能性が防止できると説明があった。中性子遮蔽体にはポリエチレンが使用されており、放射線源から放出される崩壊熱に耐えられるかどうか疑問であったが、約 130 における熱的安定性を確認しているため、問題ないという説明を受けた。輸送容器の安全解析では、放射線遮蔽解析においては日本と異なりモンテカルロ法(MCNP4C Code)が既に導入されていた。また、未臨界安全評価の解析手法は日本と同じくモンテカルロ法(SCALE System)を使用していた。ここで、中性子増倍率の固有値に大きく影響する評価体系の H/U(水対ウラン比)の推定をどの程度まで考慮しているかについて質問したところ、GNS では政府からの受託で独自に評価を実施しており「実際に燃料集合体の落下試験を実施し、その変形量に基づいて解析モデルを作成している」旨が明らかとなった。

調査内容(3)

燃料貯蔵施設の調査

- ・ 低中レベル放射性廃棄物中間貯蔵施設の見学
- ・ 使用済燃料乾式中間貯蔵施設の見学
- ・ 使用済燃料処理実証施設 (PKA : Pilot Conditioning Plant) 処理効率の調査

(訪問先)ゴアレーベン中間貯蔵施設

(概要)日本で建設の予定されている使用済中間貯蔵施設と大きく異なる箇所は、PKA の内部にホットセルがあり、照射済燃料を直接処分する技術開発を行っていることである。作業は全て遠隔作業で行われ、ホットセル内部で発生する放射線は鉛ガラス及びコンクリート壁により遮蔽され、またホットセル内部は負圧に維持されている。放射性物質は全て高さ 40m の煙突からフィルターを通過して自然放射線レベルを下回る程度で放出される。この施設は 2000 年のモラトリアム政策以降現在においても稼働しておらず、容器の補修をする施設としての役目しか果たしていない。また、施設の停止中に、処理される燃料集合体の型式も新しくなりつつあり、処理費用の面で非効率となる可能性があるという懸念を聞いた。

調査内容(4)

KONRAD 地層処分施設の調査

鉄鉱床の坑口を利用した非発熱廃棄物の地層処分方法の調査

(訪問先)KONRAD 地層処分施設

(概要)ドイツ中央部にある鉄鉱床であり、1976 年から放射性物質の最終地層処分場としての適用可能性の調査が開始されている。1982 年には非発熱性の放射性廃棄物の最終処分場とするための許認可申請が行われている。許認可申請は難航したようだが、2002 年の計画確定では、ドイツにおいて 2080 年までに生成予定の廃棄物量での申請認可がなされている。現在の処分事業者である BfS(ドイツ連邦放射線防護庁)は、2007 年の KONRAD 訴訟以降、地層処分場としての準備作業を開始している。KONRAD の鉄鉱床の下は粘土層であり、地下水による浸食の懸念もなく、また頑丈である。今回の調査では坑内に入ることが許可されたため、1,300m 深度の坑口を探索した。坑道をそのまま非発熱廃棄物(再処理変換廃棄物, bitumen 固化体)の処分場として利用するため、坑口周囲をセメントで固定し、7m 幅、6m 高さの坑道型処分空洞とする作業をしていた。配剤固化材としてセメント系の材料が使用される予定とのことであった。

特記事項

- ・ドイツにおける原子炉解体放射性廃棄物輸送の実態を明らかにすることができた。
- ・ドイツは原子炉解体放射性廃棄物を何度も輸送した実績がある国であるが、輸送内容によっては、幾つか安全上疑問を感じる箇所が散見された。私が疑問に感じたことの中には、日本の規制及び運用が精緻であることに関係するところもあると考えられる。実績があっても安全面で全く問題ないということではなく、原子炉解体放射性廃棄物輸送の問題点が抽出できたことが本調査で得られた知見であり、今後原子炉解体廃棄物の安全輸送の課題及び今後必要となる安全研究について検討を行う上で必要な情報を得ることができた。
- ・ドイツへの動向調査が実現できたため、原子炉解体放射性廃棄物輸送の GNS 担当者との人脈を得ることができた。こうした特別な輸送は、アメリカ、ドイツ及びスウェーデンのみしか実績のないことから、今後輸送を予定している日本とも技術的な交流を維持して行きたいということであった。近年、IAEA 輸送規則に解体廃棄物輸送を規則化すべきであるというアメリカ提案もあったことから、各国の利害に一致した効果的な規則の構築をするための協力が今後必要であると考ええる。