

分散型小型炉の放射線安全評価

海上安全研究領域 ＊小田野 直光、澤田 健一
日本原子力研究所 石田 紀久

1. はじめに

原子力は燃料補給無しで長期間にわたって安定的にエネルギー供給をできるという特長を有しており、エネルギーセキュリティ及び地球環境の保全という公共性を有しており、エネルギー需要地でエネルギー供給が可能な分散型エネルギー源として有望である。分散型エネルギー源として地域社会に受け入れられるためには、十分な安全性、信頼性及び経済競争性などが必要である。

米国エネルギー省は、電力の送電や輸送のインフラが欠乏している遠隔地域への電力供給の潜在的なオプションとしての小型動力プラントの配備の実現可能性について調査を行った⁽¹⁾。調査の結果、多くの場合必要とされる原子炉の熱出力は 60～200 MWt であることが明らかとなった。同調査では、近い将来にこのような分散型エネルギーシステムを実現させるためには、新たな要素技術の開発はその安全性や信頼性の確証に時間を要するので、新たな要素技術の開発を必要としない原子炉プラントが分散型エネルギーシステムに適していると言及している。船用炉に使用されるほとんどの要素技術は確証済みであり、また非常に長い運転実績を有しており、船用炉は分散型エネルギーシステムの動力源に適しているといえる。日本原子力研究では大型船舶用の改良船用炉 MRX⁽²⁾の設計研究を実施してきており、その成果に基づき分散型エネルギー源のための小型炉 PSRD (Passively Safe Small Reactor for Distributed Energy System) の概念検討を実施している⁽³⁾。本研究では、PSRD の放射線安全性について検討した結果を報告する。

2. PSRD の概念

分散型小型炉の設計にあたっては、安全性、信

頼性、経済性の向上のために、プラントの小型化、系統の簡素化、長期燃焼の目標を達成することが必要である。

PSRD の基本概念は改良船用炉 MRX の概念に基づいている。PSRD は炉心、蒸気発生器、制御棒駆動装置等の一次系を構成する機器を原子炉容器内に格納した一体型加圧水型原子炉である。一次系には、一次系ポンプ及び加圧器を備えない自然循環自己加圧方式を採用する。PSRD は受動的非常用崩壊熱除去システムの採用、圧力バウンダリを貫通するパイプの低減、一次系に自然循環方式を採用することで、安全性を高めている。一次系の大口径パイプが存在しないので、LOCA 事象の発生確率を最小限にすることができる。また、一次系に自然循環方式を採用しているので、LOFA 事象の発生可能性を排除できる。また、格納容器内が水で満たされている水張式格納容器を採用しており、原子炉容器及び非常用崩壊熱除去装置は格納容器内の水中に沈んでいる。水張式格納容器は工学的安全設備としての機能を持つとともに、放射性物質の環境への放出を防ぐ enclosing としての機能も持つ。また、格納容器内の水は放射線遮蔽材用としても機能する。

制御棒駆動機構 (CRDM) については、原研で技術開発を行っている改良船用炉用内装型 CRDM⁽⁴⁾を使用することで、制御棒飛び出し事故を排除することができる。経済性に関しては、大幅な系統の簡素化及びモジュラー化によってキャピタルコストの削減が可能である。反応度制御に可溶性ボロンを使用しないことにより、運転期間中に一次冷却材の水質管理を行う必要がなくなり、原子炉補助系が大幅に簡素化される。また、炉心の長寿命化、高度な運転自動化及び遠隔操作による人員の削減により運転・メンテナンス費を

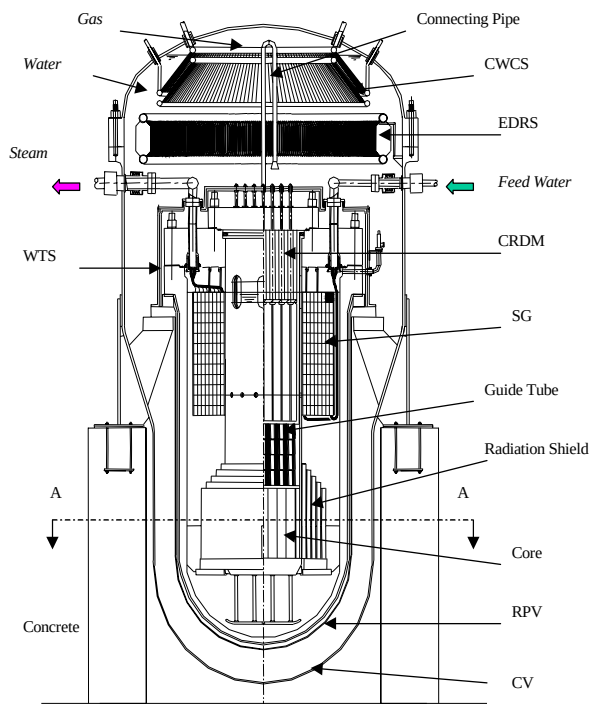


図1 PSRD の概念図

低減させることが可能である。PSRD の概念図を図1に、主要目を表1に示す。

PSRD はエネルギー需要地に隣接して立地することが特徴である。日本原子力研究ではこれまで、バージ⁽⁵⁾、大深度地下⁽³⁾、臨海立坑立地⁽⁶⁾について検討してきた。本研究では、様々な立地条件における PSRD の放射線安全性について検討した。

3. 放射線遮蔽解析

現行の PSRD の遮蔽設計の遮蔽性能を確認するため遮蔽解析を行った。PSRD の基本的な遮蔽設計は立地条件に依存しない。

径方向の遮蔽解析では、一次元離散座標法によ

表2 径方向遮蔽体の厚さ

遮蔽	厚さ (cm)
炉心槽	5.0
炉心槽外の径方向遮蔽 (鉄+水)	115.0
冷却水	55.0
原子炉容器	30.0
格納容器水	120.0
格納容器	7.2

Table 1 PSRD (300 MWt)の主要目

原子炉出力 (MWt)	300
電気出力 (MWe)	95
炉型	一体型
冷却系	
運転圧力 (MPa)	10
入口 / 出口温度	264.8/311
流量 (kg/s)	1200
炉心	
等価直径 / 高さ (m)	2.20/2.25
平均線出力 (kW/m)	7.3
U^{235} 濃縮度 (Wt %)	4.7
燃料装荷量 (t)	19.8
燃料	
外径 / ピッチ (mm)	9.5/13.9
可燃毒物	9%Gd ₂ O ₃ inUO ₂
燃料集合体数	69
制御棒及びCRDM	
吸収材	B ₄ C
制御棒数	24 x 69
蒸気発生器	
型式	貫流型
蒸気温度 / 圧力 (°C / MPa)	301/4.0
原子炉容器	
内径 / 高さ (m)	6/14
格納容器	
型式	水張式
設計圧力 (MPa)	2

る輸送計算コード ANISN⁽⁷⁾を用い、球体系によるモデル化を行った。表2に径方向の遮蔽厚さを示す。径方向の実効線量率の計算結果を図2に示す。通常運転時については、熱出力 300 MWt の核分裂中性子と核分裂生成核種からの即発ガンマ線を考慮した。通常運転時の格納容器外での実効線量は 1.5×10^{-6} Sv/h であり、管理区域とすることなく周辺監視区域として管理が可能である。

原子炉停止直後の実効線量率は、核分裂生成物からのガンマ線を線源として計算を行った。原子炉は5年間全出力で連続運転したと仮定し、放射能生成減衰計算コード OROGEN2⁽⁸⁾により線源スペクトルの評価を行った。原子炉容器外側での実効線量率は 5.7×10^{-13} Sv/h であり、原子炉プラントのメンテナンス時に、原子炉格納容器内の水位を下げた後に、作業員が格納容器内に入ることが可能である。このように、PSRD の現行の遮蔽設計は、十分な遮蔽性能を有していることが明らかとなった。

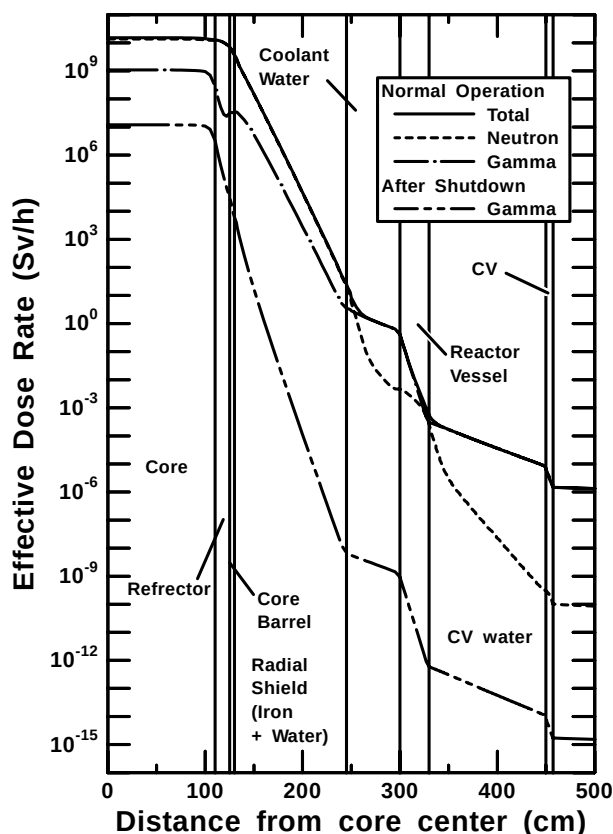


図2 径方向遮蔽解析の結果

4. 様々な立地条件における放射線安全性

4. 1 大深度地下立地

日本原子力研究所では、発電以下の分野における原子力エネルギーの多様な利用を目的として、エネルギー消費地近傍の大深度地下の空間を利用した熱供給システムを提案している⁽³⁾。提案は、50～100m の深度に設置した大きな空洞に 100 MWt の PSRD プラントを 2 基設置するものである。大深度地下立地では、厚い土壌の層が放射線遮蔽材として機能するため、原子炉プラントの通常運転時における地上での放射線レベルは非常に低い。また、放射性物質の放出があるような事故を想定しても、原子炉から地上まで距離があるため、放射性物質が地上に放出されるまでには、相当の時間がかかるため、事故発生後の緊急避難が不要であると考えられる。近年の革新的原子炉の設計においては、事故時の緊急避難が不要であることが求められており、PSRD の大深度地下立地は、放射線安全上、有利である。

4. 2 地上立地

PSRD は原子炉出力が 300 MWt であり、原子炉内に蓄積される放射能インベントリが従来の大型原子炉に比べて小さいため、原子炉から居住区までの離隔距離を小さくできる可能性があり、エネルギー消費地の地上に立地することも可能であると考えられる。一方で、仮想事故時においても被曝線量が小さく、緊急避難を必要としないことが要求される。そこで、PSRD を地上に立地する場合の放射線安全性について検討した。

放射線安全性の検討として、仮想事故時における一般公衆に対する実効線量を評価した。仮想事故として、5 年間（炉心寿命に相当）全出力で連続運転した後に、核分裂生成物が格納容器内に放出される事故を想定し、事故直後から 30 日間の一般公衆の被曝線量を評価した。線源項となる核分裂生成物のうち希ガス 100%、ヨウ素 5%、ヨウ素を除くハロゲン 1%、その他核種 0.01%が格納容器の気相部に放出され、格納容器液相部にはハロゲン 50%、その他核種が 1%放出されると仮定した。これらの仮定は、原子力安全委員会の安全審査指針に基づくものである。格納容器に放出される核分裂生成物からのガンマ線スペクトルは、事故直後から 30 日間まで適当な時間ステップについて ORIGEN2 により評価し、QAD-CGGP2⁽⁹⁾コードにより直接線及びスカイシャインガンマ線による線量を各時間ステップで評価した後、事故直後から 30 日間の線量を積分することで、事故時の一般公衆に対する線量を評価した。QAD-CGGP2 のモデルでは、遮蔽体として、原子炉容器、格納容器、格納容器建屋のみを考慮した。

事故後 30 日間の集積線量の評価結果を PSRD の炉心中心から 1000m まで距離の関数として評価した。炉心中心から約 200m の地点で集積線量が一般公衆に対する線量限度である 1 mSv を下回ることから、敷地境界を炉心から 200m 以上に設定することで、事故時の集積線量を 1 mSv 以下にすることが可能である。なお、集積線量は事故直後から 1.5 日程度で飽和するため、事故直後から 30 日間の集積線量を求めることで、事故時の線量評価としては十分であることを確認している。これらの評価結果より、PSRD は 200m 程度の離隔距離

を保つことで、仮想事故時においても緊急避難を必要としないことが明らかとなった。

4. 3 臨海立抗立地

臨海立抗立地とは、臨海地の岩盤に立抗を掘削し、原子炉を格納容器ごと設置するものである。立抗内には海水を取り入れ、格納容器の周囲は海水が満たされている。立抗の水深は、格納容器の損傷を仮定しても、放射性物質が格納容器外に漏洩しないよう、LOCA 時の格納容器の内圧が水圧より低いという条件で決められる。従って、事故時に放射性物質が格納容器外に漏洩することがなく、また原子炉から陸上までの距離が十分にあり海水で満たされているため、事故時に格納容器上部に放出される放射性物質からの放射線は地上では問題にならないという、放射線安全確保の観点から有利な特徴を有している。一方、ここでの燃料交換方法は従来のものとは異なるので、作業時の被曝線量評価などにより放射線安全性を確認しておくことが重要である。

PSRD では燃料を 5 年間連続で燃焼させ、連続運転後に燃料を一括して交換する。使用済燃料は容易に取り出すことができないように、コフィン内に封印し、立抗内の原子炉格納容器外側の空間に次の燃料交換時まで 5 年間保管する。5 年間冷却後、燃料取出しを行うが、その際は、立抗内の海水を排出し、燃料取り出しのための専用バージ工場を原子炉上部に移動させ、その工場の設備を利用して、燃料の取り出しと輸送容器への移送を行う。

燃料交換時の放射線安全評価として、①立抗内の海水を排出し格納容器蓋取り外す際の地上での線量、②压力容器蓋取り外し時の作業員の被曝線量、③使用済燃料を炉心から取り出す際の地上での線量の評価を、それぞれ行なった。線源項は 5 年間連続運転後の放射能強度を ORIGEN2 コードを用いて評価した。放射線被曝評価は、QAD-CGGP2 を使用した。燃料集合体が原子炉容器に収納されている状態では、原子炉容器蓋が十分な厚さを有しているため、立抗内の海水を排出した状態で格納容器蓋を取り外してもバージ工場内での線量は非常に小さく、原子炉压力容器蓋の

取り外しを作業員が行うことも可能である。使用済燃料を炉心から取り出す際には、海水排水時には遮蔽体が存在しないため、運転直後の燃料を格納容器脇のコフィンに移送するには、燃料キャスクに封入して作業を行うことが必要である。

5. まとめ

エネルギー消費地に立地する分散型小型炉システム PSRD について、様々な立地条件に対する放射線安全性を評価した。その結果、PSRD は仮想事故時においても一般公衆の緊急避難を行わなくても被曝線量を線量限度以下にできることが明らかとなった。最近の革新的原子炉システムにおいては、仮想事故時においても一般公衆の緊急避難を要しないことが要求されており、PSRD はエネルギー需要地に近接させて立地する原子炉システムとして適しているものと考えられる。

謝辞

本研究は、日本原子力研究所との共同研究として実施した。

参考文献

1. U.S. Department of Energy, "Report of congress on small modular nuclear Reactors", (2001).
2. Kusunoki, T., *et al.*, Nucl Eng. Des., 201, 155-175 (2000).
3. Nakajima, N., *et al.*, JAERI-Review 2002-005 Nuclear Energy System Department Annual Report (April 1, 2000 – March 31, 2001), 244-246 (2002).
4. Ishida, T., *et al.*, J.Nucl. Sci. and Technol., 38(7), 557-570 (2001).
5. Ishida, T., *et al.*, Proc. Int. Workshop on Utilization of Nuclear Power in Oceans, 55-63 (2000).
6. Ishida, T. and Imayoshi, S., Proc. 17th Int. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, S01-2 (2003).
7. Engle, Jr. W. W., K-1639 (1967).
8. Croff., A. G., ORNL/TM-7175 (1980).
9. Sakamoto, Y. and Tanaka, S., JAERI-M 90-110 (1990).