

論文の内容の要旨

論文題目 スーパー高速炉の安全性
氏 名 池尻 智史

世界の経済の発展に伴い、世界の一次エネルギー使用量は増加を続けている。一次エネルギーは石油・天然ガス・石炭と様々な種類があるが、CO₂削減やエネルギーの国産化等の観点から原子力エネルギーの重要性が見直されている。ただし、原子力エネルギーは非常に大きな初期投資が原子力エネルギーの普及を妨げているという問題があり、初期投資の少ない原子力発電所の開発が求められている。

超臨界圧軽水冷却炉(SCWR)は冷却材に超臨界圧水を使うことで原子炉の小型化を達成できる原子炉の概念であり、その中でも高速炉型の超臨界圧軽水炉(スーパー高速炉)は非常にコンパクトな原子炉となる可能性を秘めている。スーパー高速炉は東京大学で様々な概念研究がおこなわれており、特に上昇流も下降流も使って燃料冷却をおこなう炉心が最も炉心を小型化できる可能性があり、経済性にも期待できることが分かっている。ただし、下降流を使った原子炉冷却は非常時に浮力が冷却材流れを妨げて、原子炉の安全性を妨げる可能性がある。そのため、下降流冷却燃料集合体を有するスーパー高速炉の安全性について検討した。

スーパー高速炉の安全の原則は既設の原子力発電所と同様に「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」であり、「止める」と「閉じ込める」機能についてはスクラムや格納容器機能等によって達成される。また従来の研究により、SCWRの「冷やす」機能は炉内流量の確保によって達成できることが知られており、スーパー高速炉も同様である。そのため、スーパー高速炉の安全の基本方針は入口からの冷却材流量の確保と冷却材の出口の確保である。そこでスーパー高速炉は「冷やす」機能として、高圧注水用のタービン駆動補助給水系(AFS)、低圧注水用の残留熱除去系(RHR)の低圧注水モード(LPCI)、原子炉の減圧用の

逃し安全弁(SRV)を使った自動減圧系(ADS)機能、さらに LOCA 時の上部ドーム減圧用に低圧炉心スプレー系を備えることとした。

スーパー高速炉に想定される異常事象を軽水炉等の例を参考に抽出し、流量や圧力等の異常タイプごとに代表的な事象を安全解析対象として選定した。貫流型システムで最も重要な全流量喪失を伴う事象については、主給水系の異常によるものを頻度の低い「事故」、復水系又は主蒸気系の異常によるものを比較的頻度の高い「異常過渡」に分類し、それに対応した解析シナリオを設定した。また、原子炉の安全上もっとも重要な冷却材喪失事象(LOCA)も「事故」と取り扱うこととした。

スーパー高速炉の過渡事象と事故事象の解析は、スーパー軽水炉の安全性研究で用いられた一次元ノードジャンクション法のプラント動特性解析コード SPRAT-DOWN に運動量保存則モデルを追加し、下降流冷却燃料集合体への流量配分を考慮しながら超臨界圧から大気圧まで解析できる動特性解析コード SPRAT-F-DP を作成し行った。また、冷却材喪失事象の再冠水フェイズの解析についても、先行研究で開発された SCRELA-rf に運動量保存モデルと炉心スプレーモデルを追加した再冠水解析コード SCLERA-M を作成して行った。

BWR と同様のプラント制御の作動を考慮するために、プラント制御系の設計を行った。制御方法として圧力は主蒸気加減弁で、主蒸気温度は主冷却流量で、出力は制御棒で行うこととした。制御系は全て比例制御で設計され、設定圧力・主蒸気温度・出力のステップ応答に対する制御系の設定を行った。設定した制御系を使用して 5 種類の外乱に対する安定性解析を行ない、安定に整定することを確認した。

上記の解析コードや制御系設計条件・起因事象を使って、スーパー高速炉の異常な過渡変化事象、事故事象の安全解析を行うこととした。また、海外で設計に考慮されている ATWS 事象(異常過渡事象時にスクラム不作動を仮定する事象)の解析を行うこととした。ATWS 解析はスクラムが入らないことから、原子炉の挙動把握の観点からも重要である。異常過渡事象の安全基準は既設軽水炉と同様に「炉心の損傷なく運転に復帰できること」であり、具体的には「被覆管最高温度 $<850^{\circ}\text{C}$ 」と「原子炉圧力 $<28.9\text{MPa}$ 」とした。事故事象の安全基準も既設軽水炉と同様に「炉心の熔融あるいは著しい損傷の恐れがないこと」とし、具体的には、「被覆管最高温度 $<850^{\circ}\text{C}$ 」、「原子炉圧力 $<28.9\text{MPa}$ 」、「燃料エンタルピー $<230\text{cal/g}$ 」とした。ATWS 解析については保守的に事故事象と同じとした。

異常な過渡事象の解析を基本炉心に対して行い、全ての事象において最高被覆管温度と最高圧力の安全基準を満たすことを確認した。異常な過渡事象のうち「外部電源喪失」や「負荷喪失」などの給水ポンプが全台トリップしてしまう事象が、他の事象と比較して高い最高被覆管温度となり、スーパー高速炉では炉心流量の維持が重要であることが再確認された。

LOCA を含む事故事象を基本炉心から出力密度を上昇させた改良炉心②に対して行った結果、原子炉冷却材流量の全喪失とコールドレグ破断 LOCA (大 LOCA ブローダウンフェ

イズ) 事象において安全基準を満たせなかった。そのため、通常運転時の流量配分を変更し、下降流冷却 SEED 燃料集合体と上昇流冷却 SEED 燃料集合体の最高線出力を低減させることで安全基準を満たせることを示した。またコールドレグ破断 LOCA (小 LOCA ブローダウンフェイズ) 事象も最高被覆管温度が非常に厳しくなるため、積極的に ADS を開くように安全系の作動基準を変更することで、冷却材流量を確保し最高被覆管温度を低減した。LOCA の再冠水フェイズにおいてはコールドレグ破断 LOCA では炉心の水位上昇が早く安全基準を満たすことができるが、ホットレグ破断 LOCA は再冠水中に上部ドームの圧力が上がってしまい下降流冷却燃料集合体の水位が上昇しなくなることがわかったため、上部ドームに低圧炉心スプレー系を設置し上部ドームの圧力を低減させて安全基準を満たせるようにする提案を行なった。

ATWS 事象は事故解析からの要求により改良炉心②から出力密度を少し低下させた改良炉心③に対して解析を行った。その結果、主給水ポンプが全台トリップする事象で安全基準を満たすためには、代替操作により原子炉を減圧する必要があることがわかった。そのため、代替操作の作動条件を(1).スクラム条件かつ出力 20%以上が 5 秒継続かつ主冷却ポンプがトリップする信号が出ていること、(2). 圧力が 23.5MPa を下回った場合とした。さらに代替操作として使用する ADS の容量も定格流量の 160%では安全基準を満たせなかったため、240%にすることで安全基準を満たせるようになることを示した。

全ての事象分類について安全解析を行なった結果、どの事象分類においても主給水ポンプの停止を伴う冷却材流量喪失型の事象において最高被覆管温度が高くなることがわかった。そのため、冷却材流量喪失型の事象についての最高被覆管温度の低減対策として 4 つの提案をした。提案した対策は 1. 冷却材喪失事象の事故事象に対して積極的に ADS を開放、2. ダウンカマー流路のオリフィス位置の調整、3. SRV の容量の再調整、4. 亜臨界圧の熱伝達率関連式の合理化である。これらの対策を施した後に再度冷却材流量喪失型の事象の解析を行なったところ、最高被覆管温度が大幅に低減することができた。

以上のように、スーパー高速炉の安全性を体系的に検討し、このシステムが持つ安全上の特徴を明らかにした。